

**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.

N 4 2010 г.

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, А.М. Сироткин</i>	
Некоторые преимущества использования радиогенного свинца в качестве теплоносителя быстрых реакторов	5
<i>А.А. Безбородов, Е.В. Долгов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов, И.Р. Суслов, В.И. Фоломеев</i>	
Физический расчет реакторной установки на быстрых нейтронах с использованием сингулярных функций	16
<i>А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, А.П. Малков</i>	
Особенности формирования загрузки активной зоны реактора МИР	23
<i>Ю.А. Казанский, Д.М. Титов</i>	
Условия минимального отклонения от нулевого значения реактивности в точечной модели для неблокированного выгорающего поглотителя	29
<i>Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, В.А. Узиков, С.И. Чекалкин</i>	
Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ	36
<i>А.В. Клинов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертов</i>	
Изменение характеристик активной зоны реактора СМ при изменении положения регулирующих органов	45
<i>А.В. Клинов, В.В. Пименов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертов</i>	
Изменение распределения энерговыделения в активной зоне реактора СМ при перегрузках топлива и в процессе кампании	55

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин</i>	
Использование графа для представления информации о состоянии активной зоны реактора ВВЭР-1000	64
<i>А.О. Скоморохов, А.А. Кудряев, С.А. Морозов</i>	
Нейросетевые модели фильтрации сигналов и диагностирования течи трубопроводов ВВЭР	72
<i>М.А. Увакин, И.Г. Петкевич</i>	
Валидация программы LINQUAD для анализа неопределенностей результатов расчета переходных аварийных процессов на ядерной энергетической установке с реактором ВВЭР-1000	81

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, Г.И. Афанасьев, И.А. Пичугина
Оптимизация структуры сети мониторинга радиоактивно загрязненных территорий с использованием многокритериальных генетических алгоритмов и нейронных сетей 91

Н.Н. Павлова, Ю.В. Кулиш
Закономерности пространственно-временных изменений биологической активности почв в районе расположения предприятия атомной энергетики (на примере г. Обнинска) 103

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Н.И. Гераскин, Н.А. Пискунова
Методика оценки экономической целесообразности замыкания топливных циклов легководных реакторов 110

В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашиков, В.В. Коробейников, В.Е. Коробицын, Д.А. Клинов
Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов 119

А.И. Дьяченко, В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов
Увеличение барьера против несанкционированного распространения трансурановых элементов через накопление дозы излучения от редкоземельных гамма-эмиттеров 133

В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров
Сравнительный анализ делящихся материалов уран-плутониевого и торий-уранового циклов по критерию «нераспространение» 142

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев, Г.М. Пшакин, О.В. Селиванкова
Перспективы развития атомной промышленности в Сибири.
Экология, безопасность, экономика 152

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

В.В. Алексеев, А.С. Кондратьев
Моделирование массопереноса продуктов коррозии в контурах ЯЭУ с натриевым теплоносителем 162

А.А. Зайцев, Д.С. Калякин, А.А. Лукьянов, А.В. Морозов, Т.В. Попова, О.В. Ремизов, О.В. Супотницкая, А.А. Цыганок
Расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии 172

А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян
Моделирование 3D-течения CFD-кодом OpenFOAM 183

А.А. Казанцев, А.С. Кондратьев, Ю.Д. Левченко
Расчет CFD-методом гидравлического сопротивления прямоугольного канала при изменении расстояния между перегородками 193

Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васяткин
Экспериментальное исследование теплоотдачи при конденсации пара на вертикальном многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб 199

Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васяткин
Экспериментальные исследования условий конденсации пара в присутствии неконденсирующегося газа на вертикальном многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб 209

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

А.В. Безносов, Т.А. Бокова, К.А. Махов, А.И. Шумилков, Ю.Н. Дроздов, В.Н. Пучков, В.В. Макаров
Экспериментальные исследования характеристик пристенной области «тяжелый жидкокометаллический теплоноситель-конструкционный материал» методом «экспресс-замораживания» 216

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>V.A. Apse, A.N. Shmelev, A.M. Sirotkin</i>	
Some Benefits from Use of Radiogenic Lead as a Coolant of Fast Reactors	5
<i>A.A. Bezborodov, E.V. Dolgov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev</i>	
Singular Approach in Physical Calculations of the Fast Reactor Plant.....	16
<i>A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, A.P. Malkov</i>	
Peculiar Features of the MIR Reactor Core Configuration	23
<i>Yu.A. Kazansky, D.M. Titov</i>	
Conditions for Minimum Deviation from Zero Level of Reactivity in Point Model for Unlocked Burnable Poison	29
<i>Yu.A. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin, V.V. Pimenov, V.A. Uzikov, S.I. Chekalkin</i>	
Arrangement of Additional High-Flux Irradiation Volumes in the SM Reactor Core	36
<i>A.V. Klinov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov</i>	
Change of the SM Reactor Core Characteristics under the Variation of the Control Rods Arrangement	45
<i>A.V. Klinov, V.V. Pimenov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov</i>	
Change of the Heat Rate Distribution in the SM Reactor Core during its Refueling and Campaigns	55

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>R.R. Alyev, S.T. Leskin</i>	
Graph Representation for VVER-1000 Core Conditions	64
<i>A.O. Skomorokhov, A.A. Kudryev, S.A. Morozov</i>	
Neural Network Models for signal filtering and PWR leakage Diagnostics	72
<i>M.A. Uvakin, I.G. Petkevich</i>	
LINQUAD Program Validation for Uncertainty Analysis of Transient Emergency Process Calculation Results on Nuclear Energy Installation with VVER-1000 Reactor	81

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>S.V. Gritsyuk, B.I. Yatsalo, G.I. Afanasev, I.A. Pichugina</i>	
Monitoring Network Optimization on Radioactively Contaminated Territory with the use of Multiobjective Genetic Algorithms and Neural Nets	91
<i>N.N. Pavlova, Yu.V. Kulish</i>	
Patterns of Spatial and Temporal Changes in Soil Biological Activity in the Location of Nuclear Power Plants (on Example of Obninsk-city Soils)	103

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>N.I. Geraskin, N.A. Piskunova</i>	
Methods Development for Economical Advantages Investigation of VVER-Type Reactors Closed Fuel Cycle	110
<i>V.M. Dekusar, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov, V.V. Korobeynikov, V.E. Korobitsyn, D.A. Klinov</i>	
Developing Mathematical Model for Nuclear Energy Fuel Cycle Based on Thermal and Fast Reactors	119
<i>A.I. Dyachenko, V.V. Artisyuk, S.N. Filimonov</i>	
Enhancement TRU Proliferation Resistants through Gamma Buildup from Rare Earths	133
<i>V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov</i>	
Comparative Analysis of Fission Materials for Uranium-Plutonium and Thorium-Uranium Cycles on Nonproliferation Criteria	142

NUCLEAR POWER PLANTS

- V.I. Boyko, F.P. Koshelev, G.M. Pshakin, O.V. Selivanikova*
Prospectives of Nuclear Industry Development in Siberia. Ecology, Safety, Economics 152

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- V.V. Alexeev, A.S. Kondratiev*
Modelling of Mass Transfer of Corrosion Products in the Circuit of NPP with Sodium Coolant 162
- A.A. Zaytsev, D.S. Kalyakin, A.A. Lukyanov, A.V. Morozov, T.V. Popova, O.V. Remizov, O.V. Supotnitskaya, A.A. Tsyganok*
Calculation and Experimental Study of Noncondensable Gases Influence on the Operation of VVER Steam Generator Model in Condensation Mode in the Event of the Beyond Design Basis Accident 172
- A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan*
Calculations of 3D-Flow by CFD-Code OpenFOAM 183
- A.A. Kazantsev, A.S. Kondratiev, Yu.D. Levchenko*
Calculation by CFD-Method the Hydraulic Resistance for Rectangular Channel at Different Gap between Obstacles 193
- G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin*
Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank 199
- G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin*
Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank 209

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- A.V. Beznosov, T.A. Bokova, K.A. Makarov, A.I. Shumilkov, Yu.N. Drozdov, V.N. Puchkov, V.V. Makarov*
An Experimental Research of Properties of the Boundary Surface «Heavy Liquid Metal Coolant - Constructional Material» with «Express Freezing» Method 216

НЕКОТОРЫЕ ПРЕИМУЩЕСТВА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, А.М. Сироткин

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Рассматривается возможность улучшения некоторых теплофизических параметров быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем за счет использования в них радиогенного свинца с высоким содержанием ^{208}Pb . Показано, что уникальные нейтронно-физические свойства изотопа ^{208}Pb позволяют перейти на более щадящие условия эксплуатации реактора типа БРЕСТ по скорости теплоносителя и по перепаду давления для его прокачки через активную зону при сохранении подогрева и тепловой мощности.

Ключевые слова: быстрые реакторы, теплоносители, радиогенный свинец.

Key words: fast reactors, coolants, radiogenic lead.

ВВЕДЕНИЕ

Первые опытно-демонстрационные быстрые реакторы работали на урановом оксидном топливе с натриевым теплоносителем. В будущем предполагался перевод этих реакторов на уран-плутониевое топливо. Применение натрия в качестве теплоносителя объясняется его хорошими теплофизическими свойствами. Благодаря им натрий способен отводить тепловые потоки рекордной интенсивности. В сочетании с высокими значениями коэффициента воспроизведения (КВ) это обеспечивало короткий период удвоения топлива (менее 10 лет). Однако в современных условиях, когда темп роста электроэнергетики значительно снизился, необходимость в коротких периодах удвоения топлива отпала. В то же время использование натрия, обусловленное исчезнувшими ныне условиями, привело к созданию дорогостоящих инженерных систем для сведения к минимуму эффектов, вызванных пожароопасностью натрия при его контакте с воздухом или водой. К недостаткам натрия можно еще отнести его высокую активируемость нейtronами и сравнительно низкую температуру кипения (890°C), что может привести к аварийному вскипанию и выбросу натрия из активной зоны. Как следствие, спектр нейтронов станет более жестким, и возможно возникновение положительного пустотного эффекта реактивности (ПЭР). Эти причины стимулировали разработку концепции быстрых реакторов БРЕСТ [1]. Концепция реактора БРЕСТ предполагает замену натрия на свинец – химически пассивный и слабо активируемый элемент

© В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, А.М. Сироткин, 2010

с высокой температурой кипения (1740°C). Кроме того, сочетание свинцового теплоносителя и более плотного нитридного топлива делает возможными следующие положительные изменения в обеспечении безопасности эксплуатации быстрых реакторов.

1. При КВ активной зоны (КВА) чуть выше единицы (например, $\text{KVA} \approx 1.04$) запас реактивности на выгорание топлива может быть снижен до уровня, не превышающего эффективную долю запаздывающих нейтронов. В результате разгон мощности на мгновенных нейтронах исключаются при любых ошибках операторов или отказах оборудования.

2. Детерминистическое исключение пожаров и крупных выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду даже при повреждении корпуса реактора и защитной оболочки АЭС.

3. Свинец слабее замедляет нейтроны, чем натрий, поэтому аварийное удаление свинца из активной зоны в меньшей мере ужесточит нейтронный спектр, и, как следствие, изменение реактивности будет ниже, чем в случае натрия.

Однако этим преимущества свинца не исчерпываются. Дело в том, что есть природный, или «обычный» свинец, с вполне определенным изотопным составом (1.4% ^{204}Pb , 24.1% ^{206}Pb , 22.1% ^{207}Pb и 52.4% ^{208}Pb), а есть так называемый «радиогененный» свинец, образующийся в урановых, ториевых и уран-ториевых рудах. Изотопы свинца ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb являются конечными продуктами цепочек радиоактивного распада соответственно ^{238}U , ^{235}U и ^{232}Th . Поэтому изотопный состав радиогенного свинца существенным образом зависит от элементного состава руды и от возраста месторождения. Радиогенный свинец, извлеченный из ториевых или уран-ториевых руд с малой долей урановой фракции, содержит, главным образом, ^{208}Pb . В таблице 1 приведены изотопные составы радиогенного свинца, добываемого из месторождений монацита Бразилии [2], Австралии, США, Канады [3] и Украины [4].

Видно, что ^{208}Pb является основным изотопом радиогенного свинца в этих месторождениях. Радиогенный свинец с высоким содержанием ^{208}Pb представляет особый интерес по следующим причинам.

Изотоп ^{208}Pb обладает уникальными нейтронно-физическими свойствами. Ядро ^{208}Pb является дважды магическим с замкнутыми нейтронными и протонными оболочками. Уровни возбуждения ядер ^{208}Pb находятся в области более высоких энергий, чем уровни возбуждения других изотопов свинца. Поэтому ^{208}Pb слабее замедляет нейтроны при их неупругом рассеянии, а слабое замедление нейронов при их упругом рассеянии вызвано просто большой массой ядра ^{208}Pb .

Изотоп ^{208}Pb обладает рекордно низким сечением радиационного захвата нейтронов, причем малые сечения сохраняются от тепловой точки до энергий в несколько десятков килоэлектронвольт.

Таблица 1

Изотопный состав радиогенного свинца

Страна месторождения	Доля изотопа, %			
	^{204}Pb	^{206}Pb	^{207}Pb	^{208}Pb
Бразилия	0.005	6.03	0.455	93.51
Австралия	0.038	5.44	0.972	93.55
США	0.025	9.068	1.127	89.78
Канада	0.01	10.2	1.86	87.93
Украина	0.02	6.04	0.94	93.00

Это значит, что использование радиогенного свинца с высоким содержанием ^{208}Pb в качестве теплоносителя быстрых реакторов может улучшить их нейтронно-физические характеристики. Слабое поглощение нейтронов изотопом ^{208}Pb позволит использовать уран-плутониевое топливо с меньшей долей плутониевой фракции, а слабое замедление нейтронов приведет к снижению спектральной составляющей ПЭР. В результате разработчики получат определенный ресурс в улучшении нейтронно-физических параметров реактора. Предметом настоящего исследования является попытка оценить возможности использования этого ресурса.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Для проведения нейтронно-физических расчетов использовалась компьютерная программа TIME26 [5], рассматривающая одномерные модели быстрых реакторов в 26-групповом диффузионном приближении. Константное обеспечение программы TIME26 основано на библиотеке оцененных ядерных данных БНАБ-78, которая обрабатывается вспомогательной программой АРАМАКО-С1 для подготовки блокированных микроконстант в каждой зоне реактора. Конкретно для целей настоящего исследования основной выходной информацией программы TIME26 являлись следующие параметры реактора:

- эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{\text{эфф}}$;
- коэффициент воспроизводства топлива в активной зоне (КВА);
- плотностной эффект реактивности (ПЛЭР), вызванный снижением плотности свинцового теплоносителя в результате его разогрева (в расчетах плотность свинца снижалась на 10%);
- вклад отдельных процессов в ПЛЭР, т.е. составляющие ПЛЭР от изменения утечки, поглощения и спектра нейтронов.

Для оценки составляющих ПЛЭР была применена точная теория возмущений, которая предполагает решение невозмущенной сопряженной задачи относительно ценности нейтронов и возмущенной прямой задачи относительно плотности потока нейтронов. Решение этих уравнений программой TIME26 позволяет определить вклады утечки, поглощения и замедления нейтронов в полное значение ПЛЭР. Используя общепринятые обозначения, формулы для расчета этих вкладов можно записать в следующем виде:

- вклад от изменения аксиальной утечки нейтронов

$$\Delta \text{ПЛЭР}(j_z) = -K'_{\text{эфф}} \cdot K_{\text{эфф}} \cdot \frac{\sum_{k,j} \delta D_{k,j} \int_{\Delta z_j} \nabla_z \phi_k^+(z) \nabla_z \phi'_k(z) dz}{\{\bar{\phi}^+ \hat{Q}' \bar{\phi}'\}};$$

- вклад от изменения поглощения нейтронов

$$\Delta \text{ПЛЭР}(\Sigma_c) = -K'_{\text{эфф}} \cdot K_{\text{эфф}} \cdot \frac{\sum_{k,j} \delta \Sigma_{c,k,j} \int_{\Delta z_j} \phi_k^+(z) \phi'_k(z) dz}{\{\bar{\phi}^+ \hat{Q}' \bar{\phi}'\}}.$$

- вклад от изменения спектра нейтронов:

$$\Delta \text{ПЛЭР}(\Sigma_d) = -K'_{\text{эфф}} \cdot K_{\text{эфф}} \cdot \frac{\sum_{k,j} \delta \Sigma_{d,k,j} \int_{\Delta z_j} \phi_k^+(z) \phi'_k(z) dz - \sum_{l=1}^{K-1} \delta \Sigma^{l \rightarrow K} \int_{\Delta z_j} \phi_k^+(z) \phi'_l(z) dz}{\{\bar{\phi}^+ \hat{Q}' \bar{\phi}'\}}.$$

Расчеты проводились для одномерной аксиальной модели центральной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 [6]. Основные параметры квадратной решетки твэлов приведены в табл. 2.

Таблица 2

Основные параметры модели

Параметр	Значение
Шаг решетки твэлов, мм	13.6
Диаметр топливного сердечника, мм	7.7
Толщина контактного подслоя, мм	0.2
Толщина оболочки, мм	0.5
Диаметр твэла, мм	9.1
Топливо	(U,Pu)N; $\gamma = 14.32 \text{ г/см}^3$
Урановая фракция	Природный уран Состав: $^{235}\text{U} - 0.007$, $^{238}\text{U} - 0.993$
Плутониевая фракция	Реакторный плутоний $^{239}\text{Pu} - 0.6$, $^{240}\text{Pu} - 0.25$, $^{241}\text{Pu} - 0.11$, $^{242}\text{Pu} - 0.04$
Контактный подслой и теплоноситель	Свинец; $\gamma = 10.47 \text{ г/см}^3$
Оболочка	Нержавеющая сталь ЭП-823; $\gamma = 8 \text{ г/см}^3$ Состав: 85% Fe, 12% Cr, 3% Si
Высота топливного столба в твэле, см	110

Исходная задача заключалась в определении нейтронно-физических параметров одномерной аксиальной модели центральной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300, охлаждаемого «обычным» свинцом. В последующих расчетах анализировались эффекты, связанные с заменой «обычного» свинца на радиогенный. Для этих расчетов результаты исходной задачи рассматривались как «эталонные», т.е. способные обеспечить проектные параметры реактора по воспроизведству топлива и безопасности эксплуатации.

Целью решения исходной задачи было определить такое содержаниеPu-фракции в топливе, при котором КВА≈1.04 (близко к КВА реактора БРЕСТ-ОД-300 [6]), эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{\text{эфф}}$, ПЛЭР от уменьшения плотности свинца на 10% и его основные составляющие. Результаты решения исходной задачи собраны в табл. 3. Видно, что ПЛЭР от снижения на 10% плотности

Результаты решения исходной задачи

Таблица 3

Параметр	Значение
Шаг решетки твэлов, мм	13.6
Доля плутониевой фракции, %	13.84
КВА	1.038
$K_{\text{эфф}}$	1.11
ПЛЭР(10%)	+3.33(-3)
Составляющие ПЛЭР(10%)	
$\Delta \text{ПЛЭР}(j_z)$	-5.89(-3)
$\Delta \text{ПЛЭР}(\Sigma_t)$	+1.83(-3)
$\Delta \text{ПЛЭР}(\Sigma_d)$	+7.39(-3)

«обычного» свинца в рассмотренной модели положителен. Конкуренция трех эффектов (уменьшение $K_{\text{эфф}}$ из-за большей утечки нейтронов, повышение $K_{\text{эфф}}$ из-за меньшего поглощения нейтронов и повышение $K_{\text{эфф}}$ за счет более жесткого спектра нейтронов) сложилась в пользу положительного спектрального эффекта. В дальнейших расчетах вели-

чины ПЛЭР(10%) = +3.33(-3) рассматривалась как «эталонная», т.е. приемлемая по безопасности, поскольку получена для исходной модели реактора, охлаждаемого «обычным» свинцом.

РАСЧЕТЫ МОДЕЛИ РЕАКТОРА С РАДИОГЕННЫМ СВИНЦОМ В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

При замене в исходной задаче «обычного» свинца на «идеальный» вариант радиогенного (100% ^{208}Pb) $K_{\text{эфф}}$ увеличился примерно на 7%, причем этот реактивностный эффект примерно на 80% связан с изменением спектра нейтронов и на 20% – с меньшим поглощением нейронов. Вклад аксиальной утечки в полный эффект реактивности оказался небольшим. Возможность получения более жесткого спектра нейтронов в быстрых реакторах при переходе на свинец с высоким содержанием ^{208}Pb уже изучалась в работах [7–10]. В них показано, что трансуранные элементы могут быть более эффективно сожжены в таком нейтронном спектре.

При замене «обычного» свинца на радиогенный с «идеальным» составом (100% ^{208}Pb) и с реальными изотопными составами задача будет состоять в том, чтобы получить варианты, эквивалентные исходному по $K_{\text{эфф}}$, КВА и ПЛЭР(10%). Результаты расчетов приведены в табл. 4.

При такой замене теплоносителя $K_{\text{эфф}}$ возрастает. Чтобы вернуть его на прежний уровень, нужно снизить долю Ри-фракции в топливе, но это повысит КВА. КВА можно вернуть к исходному значению, увеличив шаг решетки твэлов, поскольку в более просторной решетке доля Ри-фракции, необходимой для сохранения $K_{\text{эфф}}$, возрастет. Варьируя шаг решетки твэлов и долю Ри-фракции в топливе, можно найти вариант, в котором $K_{\text{эфф}}$ и КВА будут близки к исходным значениям. Но при этом может получиться совершенно иное значение реактивностного эффекта ПЛЭР(10%). В качестве параметра, позволяющего добиться эквивалентности и по ПЛЭР(10%), взята высота активной зоны. Изменение высоты активной зоны способно повлиять в нужную сторону на вклад аксиальной утечки нейтронов в

Таблица 4

Влияние изотопного состава радиогенного свинца на параметры реактора

Параметр	«Обычный» свинец	100% ^{208}Pb	Радиогенный свинец				
			Бразилия	Австралия	США	Канада	Украина
H_{A^3} , см	110	298	230	222	216	206	222
t , мм	13.6	23.6	22.2	21.7	21.2	20.4	21.7
Доля Ри-фракции, %	13.84	13.58	14.50	14.49	14.45	14.38	14.50
Сохраняемые параметры							
$K_{\text{эфф}}$	1.11	1.11	1.11	1.11	1.11	1.11	1.11
КВА	1.038	1.038	1.038	1.038	1.038	1.038	1.038
ПЛЭР(10%)	+3.33(-3)	+3.36(-3)	+3.39(-3)	+3.32(-3)	+3.37(-3)	+3.34(-3)	+3.33(-3)
Составляющие ПЛЭР(10%)							
$\Delta\text{ПЛЭР}(j_z)$	-5.89(-3)	-5.11(-3)	-6.40(-3)	-6.44(-3)	-6.38(-3)	-6.31(-3)	-6.44(-3)
$\Delta\text{ПЛЭР}(\Sigma_c)$	+1.83(-3)	+1.19(-3)	+1.26(-3)	+1.26(-3)	+1.32(-3)	+1.33(-3)	+1.27(-3)
$\Delta\text{ПЛЭР}(\Sigma_b)$	+7.39(-3)	+7.28(-3)	+8.53(-3)	+8.50(-3)	+8.43(-3)	+8.32(-3)	+8.50(-3)

этот реактивностный эффект. В результате можно прийти к вариантам реактора, в которых $K_{\text{эфф}}$, КВА и ПЛЭР(10%) соответствуют исходным значениям, но при других значениях доли Ри-фракции в топливе, шага решетки твэлов и высоты активной зоны. Именно эти варианты и представлены в табл. 4.

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ПРЕИМУЩЕСТВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ, ОХЛАЖДАЕМОЙ РАДИОГЕННЫМ СВИНЦОМ

Предположим, что при переходе с «обычного» свинца на радиогенный необходимо сохранить на прежнем уровне подогрев теплоносителя и тепловую мощность реактора. Этого можно достичь, изменив соответствующим образом скорость движения теплоносителя и количество твэлов в реакторе.

Подогрев теплоносителя в активной зоне может быть рассчитан следующим образом [11]:

$$\Delta T_{T/H} = \frac{q_{l,MAX} \cdot H_{A3}}{C_p \gamma_{T/H} \cdot V_{T/H} \cdot (t^2 - S_{\text{твэл}}) K_z},$$

где $q_{l,MAX}$ – максимальная линейная мощность твэлов; H_{A3} – высота активной зоны; C_p , $\gamma_{T/H}$ и $V_{T/H}$ – теплоемкость, плотность и скорость теплоносителя; t – шаг квадратной решетки твэлов; $S_{\text{твэл}}$ – площадь твэла в элементарной ячейке; K_z – аксиальный коэффициент неравномерности. Легко показать, что

$$K_z = q_{l,MAX} / \bar{q} = a / \sin a,$$

где $a = 0.5\pi H_{A3} / (H_{A3} + 2\delta_z)$; δ_z – эффективная добавка (20 см).

При замене «обычного» свинца на радиогенный сохраняется максимальная линейная мощность твэлов, теплоемкость и плотность теплоносителя, диаметр твэла, а значит и его площадь. Следовательно, для сохранения подогрева теплоносителя на прежнем уровне его скорость должна быть изменена так:

$$\frac{V_{T/H}(\text{Pb-рад})}{V_{T/H}(\text{Pb})} = \frac{H_{A3}(\text{Pb-рад})}{H_{A3}(\text{Pb})} \cdot \frac{K_z(\text{Pb})}{K_z(\text{Pb-рад})} \cdot \frac{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb}}}{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb-рад}}}.$$
 (*)

Здесь на изменение скорости теплоносителя влияют два противоборствующих эффекта – более просторная решетка твэлов позволяет снизить скорость свинца, а более высокая активная зона препятствует этому.

Тепловая мощность реактора определяется следующим образом:

$$W_{\text{яр}} = (C_p \gamma \Delta T)_{T/H} \cdot V_{T/H} \cdot (t^2 - S_{\text{твэл}}) \cdot N_{\text{твэл}}.$$

При замене «обычного» свинца на радиогенный сохраняется теплоемкость и плотность теплоносителя, его подогрев и площадь твэла. Для сохранения тепловой мощности реактора на прежнем уровне количество твэлов в реакторе $N_{\text{твэл}}$ должно быть изменено так:

$$\frac{N_{\text{твэл}}(\text{Pb-рад})}{N_{\text{твэл}}(\text{Pb})} = \frac{V_{T/H}(\text{Pb})}{V_{T/H}(\text{Pb-рад})} \cdot \frac{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb}}}{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb-рад}}}.$$

Соотношение (*), связывающее скорости «обычного» и радиогенного свинца для достижения одинакового подогрева, позволяет перейти к следующей формуле:

$$\frac{N_{\text{твэл}}(\text{Pb-рад})}{N_{\text{твэл}}(\text{Pb})} = \frac{H_{A3}(\text{Pb})}{H_{A3}(\text{Pb-рад})} \cdot \frac{K_z(\text{Pb-рад})}{K_z(\text{Pb})}.$$

Еще один важный вопрос связан с влиянием более просторной решетки твэлов и более высокой активной зоны на перепад давления, требующийся для прокачки теплоносителя через активную зону. Ясно, что режим естественной циркуляции легче создать в реакторе с меньшим перепадом давления для прокачки теплоно-

сителем через активную зону. Этот перепад давления можно определить, используя следующую формулу [11]:

$$\Delta p = \xi \cdot \frac{H_{\text{твэл}}}{d_{\text{гидр}}} \cdot \gamma_{\text{T/H}} \cdot \frac{V_{\text{T/H}}^2}{2g},$$

где ξ – коэффициент гидравлического сопротивления; $d_{\text{гидр}}$ – гидравлический диаметр ячейки твэлов; $H_{\text{твэл}}$ – высота твэла. Коэффициент гидравлического сопротивления ξ может быть определен по известной формуле Блазиуса:

$$\xi = 0,3164 \cdot Re^{-0,25},$$

где $Re = V_{\text{T/H}} \cdot d_{\text{гидр}} / \nu_{\text{T/H}}$ – число Рейнольдса; $\nu_{\text{T/H}}$ – кинематическая вязкость теплоносителя.

Гидравлический диаметр ячейки твэлов можно определить так:

$$d_{\text{гидр}} = d_{\text{твэл}} \cdot \frac{t^2 - S_{\text{твэл}}}{S_{\text{твэл}}}.$$

Высота твэла $H_{\text{твэл}}$ складывается из высот активной зоны H_{A3} и полости над ней $\Delta H_{\text{ГПД}}$, предназначеннной для сбора газовых продуктов деления (ГПД). Замена «обычного» свинца на радиогенный изменит количество твэлов и мощность, снижаемую с одного твэла. В результате это повлияет на количество делений в твэле и на накопление в нем ГПД. Поэтому придется изменять $\Delta H_{\text{ГПД}}$. Конструкция твэлов для реактора БРЕСТ включает в себя полость сбора ГПД высотой $\Delta H_{\text{ГПД}} = 90$ см [12]. При переходе на радиогенный свинец высоту полости нужно изменять пропорционально $N_{\text{твэл}}(\text{Pb}) / N_{\text{твэл}}(\text{Pb-рад})$.

При замене «обычного» свинца на радиогенный сохраняется плотность и кинематическая вязкость теплоносителя, а также диаметр и площадь твэла. Следовательно, перепад давления на прокачку теплоносителя через активную зону изменится так:

$$\frac{\Delta p(\text{Pb-рад})}{\Delta p(\text{Pb})} = \frac{H_{\text{твэл}}(\text{Pb-рад})}{H_{\text{твэл}}(\text{Pb})} \cdot \left[\frac{V_{\text{T/H}}(\text{Pb-рад})}{V_{\text{T/H}}(\text{Pb})} \right]^{1.75} \cdot \left[\frac{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb}}}{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb-рад}}} \right]^{1.25}.$$

Используя соотношение (*), получим

$$\frac{\Delta p(\text{Pb-рад})}{\Delta p(\text{Pb})} = \frac{H_{\text{твэл}}(\text{Pb-рад})}{H_{\text{твэл}}(\text{Pb})} \cdot \left[\frac{H_{\text{A3}}(\text{Pb-рад})}{H_{\text{A3}}(\text{Pb})} \right]^{1.75} \cdot \left[\frac{K_z(\text{Pb})}{K_z(\text{Pb-рад})} \right]^{1.75} \cdot \left[\frac{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb}}}{(t^2 - S_{\text{твэл}})_{\text{Pb-рад}}} \right]^{1.25}.$$

В таблице 5 приведены теплофизические параметры центральной зоны реактора, теплоносителем в котором является радиогенный свинец из разных месторождений.

Во всех вариантах сохраняются одинаковыми температура теплоносителя на выходе из активной зоны, его подогрев и тепловая мощность зоны. В этих условиях расход теплоносителя не меняется. Поэтому доля мощности насосов, затрачиваемая на прокачку теплоносителя через активную зону, будет прямо пропорциональна перепаду давления Δp . Видно, что переход с «обычного» свинца на радиогенный позволяет снизить эту долю мощности насосов в 5–7 раз.

Вместе с тем, величины скорости прокачки теплоносителя $V_{\text{T/H}}$ и перепада давления Δp для его прокачки через активную зону при использовании радиогенного свинца из различных месторождений не сильно отличаются от параметров реактора, охлаждаемого ^{208}Pb . Что касается количества твэлов, сохраняющего полную тепловую мощность реактора, то здесь ситуация иная. Радиогенный свинец, состоящий только из ^{208}Pb , позволяет снизить количество твэлов в 2.5 раза, а варианты с реальным радиогенным свинцом – не более чем в два раза.

Таблица 5

Теплофизические параметры при переходе на радиогенный свинец

Параметр	«Обычный» свинец	100% ^{208}Pb	Радиогенный свинец			
			Бразилия	Австралия	США	Канада
t , мм	13.6	23.6	22.2	21.7	21.2	20.4
$H_{\text{АЗ}}$, см	110	298	230	222	216	206
$N_{\text{твэл}}$, отн.ед.	1	0.41	0.52	0.54	0.55	0.58
$R_{\text{АЗ}}$, отн.ед.	1	1.11	1.18	1.17	1.16	1.14
$\Delta H_{\text{гпд}}$, см	90	220	173	167	164	155
$H_{\text{твэл}}$, см	200	518	403	389	380	361
K_z	1.261	1.409	1.375	1.370	1.366	1.359
$S_{T/H} = t^2 - S_{\text{твэл}}$ отн.ед.	1	4.10	3.57	3.38	3.21	2.93
$V_{T/H}$ отн.ед.	1	0.59	0.54	0.58	0.54	0.55
Δp , отн.ед.	1	0.18	0.14	0.15	0.16	0.19

ВОЗМОЖНОСТЬ ВОСПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВА В ТОРЦЕВЫХ ЭКРАНАХ РЕАКТОРА БРЕСТ

Предположим, что геометрическая модель реактора включает в себя активную зону со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом, торцевой экран с нитридом природного урана в качестве воспроизводящего материала и слой свинца над экраном.

Исходными данными для расчетов являются приведенные выше результаты, полученные для активной зоны, охлаждаемой ^{208}Pb (третий столбец табл. 5). Как было показано ранее, этот вариант эквивалентен модели реактора БРЕСТ, охлаждаемого «обычным» свинцом по $K_{\text{эфф}}$, КВА и ПЛЭР(10%). Эквивалентность достигнута за счет несколько меньшей доли Ри-фракции в топливе, существенно более высокой активной зоны и существенно более просторной решетки твэлов.

Введение торцевой зоны воспроизводства, содержащей нитрид природного урана, может заметно изменить основные параметры реактора. Поэтому задача состоит в том, чтобы, варьируя долю Ри-фракции в топливе, высоту активной зоны и шаг решетки твэлов, найти вариант реактора с торцевым экраном, эквивалентный исходному по $K_{\text{эфф}}$, КВА и ПЛЭР(10%), и оценить коэффициент воспроизводства топлива в экране (КВЭ) в зависимости от его толщины. При этом стратегия поиска оптимального варианта остается той же, что и при получении результатов, представленных в табл. 4. Полный коэффициент воспроизводства топлива может увеличиться за счет вклада торцевого экрана. Вот этот выигрыш и нужно оценить для различных толщин торцевого экрана $\Delta H(T)$. Результаты расчетов представлены в табл. 6.

Видно, что по мере утолщения торцевого экрана КВЭ постепенно увеличивается и выходит на насыщение в районе $\text{КВЭ} \approx 0.15$. При этом доля Ри-фракции несколько уменьшается, решетка твэлов становится более тесной и высота активной зоны снижается. Используя приведенные выше соотношения, можно оценить влияние торцевого экрана на скорость течения ^{208}Pb и количество твэлов, при которых подогрев теплоносителя и тепловая мощность реактора сохраняются на прежнем уровне. Кроме того, можно оценить влияние торцевого экрана на перепад давления, требующийся для прокачки теплоносителя через активную зону и торцевой

Таблица 6
Варианты с торцевым экраном

Параметр	Толщина торцевого экрана, см			
	10	20	40	60
Доля Ри-фракции, %	13.51	13.46	13.39	13.35
Шаг решетки твэлов, мм	22.5	21.9	21.4	21.3
Высота активной зоны, см	270	260	256	255
$K_{\text{эфф}}$	1.11	1.11	1.11	1.11
КВА	1.038	1.038	1.038	1.038
КВЭ	0.042	0.080	0.124	0.142
ПЛЭР(10%)	+3.31(-3)	+3.37(-3)	+3.32(-3)	+3.33(-3)

экран. Результаты оценок представлены в табл. 7. Предполагалось, что вклад торцевого экрана в подогрев теплоносителя и тепловую мощность реактора пренебрежимо мал.

Теплофизические параметры для вариантов с торцевым экраном

Параметр	Толщина торцевого экрана, см				
	0	10	20	40	60
$V_{T/H}(^{208}\text{Pu})/V_{T/H}(\text{Pu})$	0.59	0.60	0.62	0.64	0.65
$N_{\text{твэл}}(^{208}\text{Pu})/N_{\text{твэл}}(\text{Pu})$	0.41	0.45	0.47	0.47	0.48
$\Delta p(^{208}\text{Pu})/\Delta p(\text{Pu})$	0.18	0.20	0.23	0.29	0.32

Видно, что появление торцевого экрана привело к некоторому ухудшению теплофизических параметров реактора по сравнению с исходным вариантом. Скорость течения ^{208}Pb , обеспечивающая тот же подогрев, что и в случае «обычного» свинца, несколько повысилась в относительных единицах (с 0.59 до 0.65). Этот эффект связан, в основном, с более тесной решеткой твэлов. Количество твэлов, обеспечивающее ту же тепловую мощность реактора, что и в случае «обычного» свинца, тоже несколько повысилось (с 0.41 до 0.48). И этот эффект также связан, в основном, с более тесной решеткой твэлов. Наибольшее изменение претерпел перепад давления, требующийся для прокачки теплоносителя через активную зону и торцевой экран (в относительных единицах перепад давления повысился примерно в два раза, с 0.18 до 0.32). Причиной этого является суммарное действие увеличения полной высоты твэлов (активная зона плюс торцевой экран и полость ГПД), а также более тесной решетки.

Таким образом, введение торцевого экрана позволило повысить полный коэффициент воспроизводства топлива (на 0.10–0.15), но ценой этого выигрыша стало некоторое ухудшение других параметров реактора. Пришлось несколько повысить скорость теплоносителя, увеличить количество твэлов и, главное, заметно повысить перепад давления на прокачку теплоносителя через активную зону и торцевой экран, что может что может ослабить отвод тепла в режиме естественной циркуляции при аварийных ситуациях.

Из полученных результатов можно сделать следующие выводы.

1. Использование радиогенного свинца в качестве теплоносителя реактора

БРЕСТ-ОД-300 вместо «обычного» свинца может заметно улучшить его эксплуатационные характеристики.

2. Основные преимущества радиогенного свинца связаны, в первую очередь, с меньшей способностью изотопа ^{208}Pb замедлять нейтроны и, во вторую очередь, с его меньшей способностью поглощать их.

3. Реактор, охлаждаемый радиогенным свинцом, может быть сделан эквивалентным реактору, охлаждаемому «обычным» свинцом, по $K_{\text{эфф}}$, КВА и ПЛЭР(10%) за счет некоторого изменения доли Ри-фракции в топливе, но при существенном увеличении высоты активной зоны и шага решетки твэлов.

4. Расчетные оценки теплофизических параметров показали, что при сохранении тепловой мощности реактора, а также температурных условий работы теплоносителя и твэла скорость радиогенного свинца может быть понижена примерно на 40%, полное количество твэлов в реакторе может быть уменьшено в 2–2.5 раза, а перепад давления на прокачку теплоносителя через активную зону – в 5–7 раз.

5. Основную роль в улучшении теплофизических параметров быстрого реактора типа БРЕСТ, охлаждаемого радиогенным свинцом, играет более просторная решетка твэлов. Заметно меньший перепад давления, требующийся на прокачку теплоносителя через активную зону с более просторной решеткой твэлов, создает лучшие условия для организации режима естественной циркуляции теплоносителя в аварийной ситуации.

6. Обоснована возможность введения торцевого экрана с целью повышения полного коэффициента воспроизводства топлива до значения 1.18 при сохранении КВА на прежнем уровне.

В большинстве случаев максимальный выигрыш достигается при использовании «чистого» ^{208}Pb . Так что можно поставить задачу изотопного обогащения радиогенного свинца до 100% ^{208}Pb . Но оправдывает ли себя такое обогащение свинца для снижения затрат на производство меньшего количества более длинных твэлов? Ответ на этот вопрос требует дополнительного изучения.

Литература

1. Орлов В.В. Эволюция технической концепции быстрого реактора. Концепция БРЕСТ/ Труды Международного семинара «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение» (Москва, 2000).
2. Godoy J.M., Godoy M.L., Aronne C.C.//Journal of Brazilian Chemical Society. – 2007. – V. 18. – P. 12.
3. Nier A.O., Tompson R.W., Murphrey B.F.//Physical Review. – 1941. – V. 60. – P. 112.
4. Каталог изотопных дат породукраинского щита. – Киев: Науковадумка, 1978.
5. Апсэ В.А., Шмелев А.Н. Использование программы TIME26 в курсовом проектировании быстрых реакторов и электроядерных установок: Учебно-методическое пособие. – М.: МИФИ, 2008.
6. Орлов В.В., Леонов В.Н., Сила-Новицкий А.Г. и др. Конструкция реакторов БРЕСТ. Экспериментальные работы для обоснования концепции реакторов БРЕСТ. Результаты и планы/Труды Международного семинара «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение» (Москва, 2000).
7. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A., et al. Radiowaste Transmutation in Nuclear Reactors. – Proceedings of a Specialists Meeting «Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation» (Obninsk, Russian Federation, September 22-24, 1992), IAEA-TECDOC-693. – P. 77-86.
8. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Глебов В.Б. и др. Безопасность быстрого реактора-выжигателя долгоживущих актиноидов, извлеченных из радиоактивных отходов// Атомная энергия. – 1992. – Т. 73. – № 6. – С. 450-454.

9. Хорасанов Г.Л., Иванов А.П., Коробейников В.В. и др. Свинцовый теплоноситель для быстрого реактора-выжигателя с жестким спектром нейтронов//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 1999. – № 1. – С. 80-84.
10. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И., Синица В.В. Выжигание трансурановых элементов в жестком спектре нейтронов//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2000. – № 3. – С. 76-81.
11. Петунин Б.В. Теплоэнергетика ядерных установок. – М.: Атомиздат, 1960.
12. Борисов О.М., Орлов В.В., Наумов В.В. и др. Требования к активной зоне/Труды Международного семинара «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение» (Москва, 2000).

Поступила в редакцию 15.04.2010

ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИНГУЛЯРНЫХ ФУНКЦИЙ

А.А. Безбородов*, Е.В. Долгов*, Д.А. Клинов, В.В. Колесов**,
В.Ю. Стогов*, И.Р. Суслов*, В.И. Фоломеев***

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

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



Исследовалась возможность применения быстродействующей методики использования сингулярных функций в практических задачах описания сечений взаимодействия нейтронов с ядрами нуклидов среди в резонансной области энергий для физического моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах, в которых важна неразрешенная область.

Ключевые слова: сингулярная функция, обобщенная функция, уравнение переноса, коэффициент размножения, реакторная установка на быстрых нейтронах.

Key words: singular function, generalized function, transport equation, multiplication factor, fast reactor plant.

Спектр нейтронов в быстрых реакторных установках может быть крайне нерегулярным, испытывать значительные резонансные флуктуации из-за характерного хода сечений нуклидов, что осложняет решение уравнения переноса нейтронов с нахождением подробного пространственно-энергетического распределения нейтронных полей и получением на их основе необходимых реакторных функционалов. В то же время для вычисления многих реакторных функционалов достаточно знать интегральные потоки нейтронов в физически однородных зонах, на которые разбивается реактор, и в энергетических группах [1]. В ряде областей физики и современной техники для нахождения необходимых функционалов используются численные методы с применением сингулярных функций для перехода к другим более плавным переменным при решении уравнений переноса частиц.

Пусть $BV[a, b]$ – банахово пространство определенных на интервале $[a, b] \in R_1$ (множества вещественных чисел) вещественных функций с ограниченной вариацией $f(x)$. По лемме Лузина [2] произвольная непрерывная функция действительного переменного аппроксимируется с любой степенью точности сингулярной функцией. Посредством функциональных преобразований Сакса [3] это распространяется на все множество R_1 , а согласно теореме Каца [4], верно и для функций в пространстве $BV[a, b]$. Сингулярная мера s может быть продолжена до некоторой меры Лебега-Стильеса [5]. В связи с этим отметим, что сингулярная мера канторова множества (порожденная канторовой лестницей, производящая функ-

© А.А. Безбородов, Е.В. Долгов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов,
В.И. Фоломеев, 2010

ция которой меняется от нуля до единицы) в качестве меры Лебега-Стилтьеса равна единице [6] и сосредоточена в точках роста ее производящей функции. Рассмотрим энергетическую группу g , в которой полное сечение σ изменяется от σ_{\min} до σ_{\max} . При пересечении любой горизонтальной прямой (со значением σ), параллельной оси абсцисс, на графике зависимости сечения σ (по оси ординат) от энергии E (по оси абсцисс), всякий раз получается конечное множество $g(\sigma)$ непересекающихся энергетических интервалов $j = 1, 2, \dots, J(\sigma)$, $E_j^-(\sigma) \leq E \leq E_j^+(\sigma)$, в пределах которых сечение $\leq \sigma$. E_j^- – левая, а E_j^+ – правая границы интервала j . Пусть $\phi(E)$ – стандартный спектр [7] в группе g ; $\phi_n(E)$ – он же, но нормированный на единицу:

$$\phi^g = \int_g \phi(E) dE, \quad \phi_n(E) = \frac{\phi(E)}{\phi^g}. \quad (1)$$

Определим меру Лебега-Стилтьеса для множества $g(\sigma)$ следующим образом [8]:

$$s = \int_{g(\sigma)} \phi_n(E) dE = \sum_j \int_{E_j^-(\sigma)}^{E_j^+(\sigma)} \phi_n(E) dE. \quad (2)$$

В результате получим новое множество $g(s)$, состоящее из интервалов $i = 1, 2, \dots, I(s)$, $E_i^-(s) \leq E \leq E_i^+(s)$, а на графике по оси ординат вместо σ будет s , меняющаяся от 0 до 1. Множество $g(s)$ плотно заполняет всю группу g при $s = 1$. Это некий аналог лестницы Кантора. Пусть $\partial g(s)$ – граница множества $g(s)$, в которую входят точки $i = 1, 2, \dots, I(s)$, E_i^-, E_i^+ . В этих точках, количество которых зависит от s , значения полного макросечения $\sigma(E_i^-)$, $\sigma(E_i^+)$ одинаковы и равны $\sigma(s)$. Из (2) следует

$$s = \int_{g(s)} \phi_n(E) dE = \sum_i \int_{E_i^-(s)}^{E_i^+(s)} \phi_n(E) dE. \quad (3)$$

Дифференцируя тождество (3) по s , имеем

$$1 = \sum_i \left[\phi_n(E_i^+) \frac{\partial E_i^+}{\partial s} - \phi_n(E_i^-) \frac{\partial E_i^-}{\partial s} \right] = \sum_i \left(\phi_n(E_i^\Theta) \frac{\partial E_i^\Theta}{\partial s} \right)_{\Theta=-}^{\Theta=+}. \quad (4)$$

Плотность потока нейtronов на множестве $g(s)$

$$\varphi(s) = \int_{g(s)} \varphi(E) dE = \sum_i \int_{E_i^-(s)}^{E_i^+(s)} \varphi(E) dE. \quad (5)$$

В группе g она меняется от нуля при $s = 0$ до групповой плотности при $s = 1$. При дифференцировании формулы (5) по s и использовании формулы (4) получается

$$\frac{\partial \varphi(s)}{\partial s} = \sum_i \left[(E_i^+) \frac{\partial E_i^+}{\partial s} - (E_i^-) \frac{\partial E_i^-}{\partial s} \right] \cdot \frac{\phi_{n,i}}{\phi_{n,i}} = \left\langle \frac{\varphi(E)}{\phi_n(E)} \right\rangle \sum_i \left(\phi_n(E_i^\Theta) \frac{\partial E_i^\Theta}{\partial s} \right)_{\Theta=-}^{\Theta=+} = \left\langle \frac{\varphi(E)}{\phi_n(E)} \right\rangle. \quad (6)$$

Линейные функционалы типа чисел процессов на множестве $g(s)$ имеют вид

$$c(\varphi, s) = \int_{g(s)} c(E) \varphi(E) dE = \sum_i \int_{E_i^-(s)}^{E_i^+(s)} c(E) \varphi(E) dE, \quad (7)$$

где $c(E)$ может быть сечением радиационного захвата, деления и т.п.

Производная выражения (7) по s с использованием формулы (6) на точечном множестве $\partial g(s)$ может быть записана в виде тождества (опуская часть индексов):

$$\frac{\partial c}{\partial s} = \sum_i \left[c_i \phi_i \frac{\partial E_i}{\partial s} \cdot \frac{\phi_{n,i}}{\phi_{n,i}} \right]_-^+ = c(s) \frac{\partial \varphi(s)}{\partial s}, \quad (8)$$

$$c(s) = \sum_i \left[c_i \phi_{n,i} \frac{\partial E_i}{\partial s} \right]_-^+ = \frac{\partial}{\partial s} \int_{g(s)} c(s) \phi_n(E) dE. \quad (9)$$

Интегрируя $\frac{\partial c}{\partial s}$ по s и используя формулы (7) и (8), получим равенство

$$c(\varphi, s) = \int_{g(s)} c(E) \varphi(E) dE = \int_0^s c(s) \frac{\partial \varphi(s)}{\partial s} ds. \quad (10)$$

Аналогичное выражение получается и для дифференциального оператора $L = \Omega \nabla$ уравнения переноса нейtronов:

$$\int_{g(s)} L \varphi(E) dE = \int_0^s L^g \frac{\partial \varphi(s)}{\partial s} ds. \quad (11)$$

На рассматриваемых функциях ограниченной вариации на всем множестве $\partial g(s)$ существование этих линейных функционалов соответствует теореме Э. Хелли [9]. Путем интегрирования спектрального уравнения переноса нейtronов по множеству $\partial g(s)$, принадлежащему группе g , с использованием выражений (10) и (11) получается многогрупповое уравнение относительно $\varphi(s)$

$$L^g \frac{\partial \varphi^g}{\partial s} + \sigma^g(s) \frac{\partial \varphi^g}{\partial s} = S^g \varphi + F^g \varphi + \frac{\partial Q^g}{\partial s}, \quad (12)$$

где

$$S^g \varphi = \sum_{g'=1}^G \int_{\Omega} d\Omega \int_0^1 \frac{\partial w^{g'g}(T, S, \Omega)}{\partial s} \sigma_s^{g'}(T) \frac{\partial \varphi^{g'}(T, \Omega)}{\partial T} dT, \quad (13)$$

$$F^g \varphi = \frac{1}{4\pi} \sum_{g'=1}^G V^{g'} \int_0^1 \frac{\partial \chi^{g'g}(T, S)}{\partial s} \sigma_f^{g'}(T) \frac{\partial \varphi^{g'}(T)}{\partial T} dT, \quad (14)$$

$$Q^g(s) = \int_{g(s)} Q(E) dE, \quad (15)$$

$$\sigma_{s,f}^{g'} = \frac{\partial}{\partial T} \int_{g'(T)} \sigma_{s,f}(E) \phi_n(E) dE, \quad (16)$$

$$w^{g'g}(T, S, \Omega) = \frac{1}{\sigma_s^{g'}(T)} \frac{\partial V^{g'g}(T, S)}{\partial T}, \quad (17)$$

$$V^{g'g}(S, T, \Omega) = \int_{g(s)} dE \int_{g'(T)} w(E', E) \sigma_s(E') \phi_n(E') dE', \quad (18)$$

$$\chi^{g'g}(T, S) = \frac{1}{\sigma_f^{g'}(T)} \frac{\partial X^{g'g}(T, S)}{\partial T}, \quad (19)$$

$$X^{g'g}(T, S) = \int_{g(s)} dE \int_{g'(T)} \chi(E', E) \sigma_f(E') \phi_n(E') dE'. \quad (20)$$

S и T относятся к энергиям E и E' в группах g и g' соответственно. Коэффициенты в выражениях (12)–(20) – более гладкие функции по сравнению с теми, которые входят в уравнение переноса нейтронов в случае их зависимости от E , что положительно сказывается при решении уравнения (12), а также уменьшается количество информации о нейтронных сечениях особенно в неразрешенной области резонансов. Возможным способом дискретизации уравнений типа (12) может служить использование разложений в ряды Фурье на ортогональных на сегменте $[0,1]$ полиномах, а также другие подобные методы в задачах теории переноса частиц [8]. Так при решении ряда задач атмосферной радиации экономия расчетных ресурсов составила 10000 раз [10].

Сопоставим сингулярную обобщенную функцию f нулевого порядка мере Лебега-Стилтьеса μ в R_n , имеющей конечную вариацию в каждом шаре R_n :

$$(f, \varphi) = \int \varphi(x) d\mu(x) = \int f(x) \varphi(x) dx, \quad (21)$$

где функция f является производящей функцией сингулярной меры μ , а φ – некая «хорошая функция» (по Л. Шварцу [11]). Учет соответствия вышеприведенных линейных функционалов (7)–(11) и (21) и того, что, например, δ -функция является также обобщенной функцией нулевого порядка, позволяет проводить дискретизацию для практических целей и на этапе вывода уравнений переноса частиц.

Рассмотрим тройку $G[\Sigma_{\min}, \Sigma_{\max}], \mathfrak{S}, P$ – пространство с мерой $P: \mathfrak{S} \rightarrow G$. G – множество всех возможных значений полного сечения Σ в энергетической группе g ; \mathfrak{S} – σ -алгебра его подмножеств; P – вероятностная мера на \mathfrak{S} :

$$P(E, \Sigma) = \frac{1}{\Delta E} \lim_{\Delta \Sigma \rightarrow 0} \frac{1}{\Delta \Sigma} \int_{\Sigma - \frac{\Delta \Sigma}{2}}^{\Sigma + \frac{\Delta \Sigma}{2}} d\Sigma' \int_{E - \frac{\Delta E}{2}}^{E + \frac{\Delta E}{2}} dE' \delta(\Sigma(E') - \Sigma') \quad (22)$$

– плотность вероятности найти среди нейтронов, распределенных по интервалу ΔE , группы g такие, которые взаимодействуют с полным сечением Σ . Использование квадратурных формул вида

$$\langle f(\Sigma) \rangle^g = \sum_{k=1}^{K_g} a_k f(\Sigma_k) \quad (23)$$

соответствует аппроксимации $P^g(\Sigma)$ конечной суммой взвешенных δ -функций (δ -представление):

$$P^g(\Sigma) = \sum_{k=1}^{K_g} a_k \delta(\Sigma - \Sigma_k), \quad (24)$$

где a_k и Σ_k ($k = 1, \dots, K_g$) – фиксируемые для группы g константы, не зависящие от вида интегрируемой функции $f(\Sigma)$. Точность выражения (23) соответствует теореме Э. Хелли.

Интегрирование спектрального уравнения переноса нейтронов с использованием δ -представления на групповом интервале энергий группы g переводит его в подгрупповое представление [12, 13]. Учет резонансной структуры всех нуклидов среды в пределах группы нейтронов можно производить способом разделения их на множество макроподгрупп (в каждую из которых входит по одной подгруппе от каждого отдельного нуклида всей среды) – путем построения упорядоченных наборов-кортежей из прямого декартова произведения множеств [14] подгрупп отдельных нуклидов. Количество макроподгрупп в группе определяется по правилу произведения перечислительной комбинаторики [15]. Имеем

$$\Omega \nabla \varphi^{g,p} + \Sigma^{g,p} \varphi^{g,p} = S \varphi^{g,p} + F \varphi^{g,p} + Q \varphi^{g,p}, \quad (25)$$

где $\phi^{g,p}$ – макроподгрупповой поток нейтронов; S, F, Q – источники рассеяния, деления и внешний для образования $\phi^{g,p}$. Резонансная структура нейтронных сечений всей среды менее выражена, чем структура ее отдельных нуклидов, что определяется качественными следствиями вариационного принципа квантовой механики [16] – для основного состояния наиболее существенны те структуры, энергия которых минимальна. Чем выше энергия данной структуры по сравнению с минимальной величиной энергии структур, тем менее существенна эта структура для описания среды в целом. Согласно вариационному принципу, энергия E , вычисляемая с оптимальной линейной комбинацией волновых функций структур i , меньше энергии E_i каждой отдельной структуры. Количество нуклидов, определяющих реальную резонансную структуру среды, обычно от одного до трех. Формально уравнение (25) не отличается от группового уравнения переноса нейтронов. Для его решения применимы как вероятностные (Монте-Карло), так и детерминистические численные методы. В работе [17] отмечалось, что макроподгрупповые константы целесообразно готовить в известных форматах CCC-254/ANISN и CCC-547/TWODANT, используемых многими компьютерными кодами в различных исследовательских центрах. Это реализовано нами в компьютерной программе SANS-B на основе данных российской системы констант БНАБ-93 [18], имеющей статус рекомендованных справочных данных (сертификат ВНИЦСМВ ГСССД № 444 от 01.08.95). Не вдаваясь в алгоритмические детали технологии программы, которые по объему довольно велики, приводим результаты расчетов на $k_{\text{эф}}$ быстрой сборки ZPR-III-54 [19], при которых макроподгрупповые константы в формате CCC-547/TWODANT готовились по коду SANS-B, а решение уравнения переноса (25) проводилось по коду ONEDANT (опция IGEOM=SPH) из системы DANTSYS 3.0 [20]. Сборка ZPR-III-54 состояла из двух физических зон: центральная – с плутониевым топливом (обогащение по ^{239}Pu 38%) и железный экран. Объем 190 литров. Полное сечение в группе g Σ_t^g при подготовке констант для решения кинетического уравнения переноса нейтронов с учетом индикаторы рассеяния до первой гармоники может быть усреднено с весом нулевой гармоники потока нейтронов $\Sigma_{t,0}^g$ и первой гармоники потока нейтронов Σ_{t1}^g в конкретной физической зоне. В таблице 1 приводятся результаты расчетов для всех четырех возможных комбинаций такого усреднения, из которых следует, что на результаты влияет только вторая зона – железный экран. Приводятся многогрупповые расчеты в 28-ми и 299-ти группах, а «ультрагрупповые» – с учетом макроподгруппового представления

Таблица 1

Значения $k_{\text{эф}}$ в зависимости от числа групп и способа усреднения полного сечения

Количество групп, резонансные нуклиды	Способ усреднения полного сечения Σ_t^g			
	$\Sigma_{t,0}^g, \Sigma_{t0}^g$	$\Sigma_{t1}^g, \Sigma_{t1}^g$	$\Sigma_{t0}^g, \Sigma_{t1}^g$	$\Sigma_{t1}^g, \Sigma_{t0}^g$
28	0,9388	0,9415	0,9415	0,9388
51, Fe	0,9781	0,9782	0,9781	0,9782
197, Fe, ^{238}U , ^{239}Pu	0,9779	0,9779	0,9779	0,9779
299	0,9598	0,9614	0,9614	0,9598
433, Fe	0,9866	0,9866	0,9866	0,9866
1054, Fe, ^{238}U , ^{239}Pu	0,9870	0,9870	0,9870	0,9870

резонансной структуры одного железа и варианта для трех нуклидов: Fe, ^{238}U , ^{239}Pu . Вклад подгрупповой структуры остальных нуклидов примерно такой же, как и последних двух ~ 0,04% по сравнению с расчетами, учитывающими резонансную структуру одного железа. Вклад резонансной структуры железа в $k_{\text{эф}}$ очень значительный (в абсолютном и относительном выражении). Проводились расчеты по учету влияния отдельных групп на $k_{\text{эф}}$. В 28-групповом приближении подгрупповая структура железа имеется с 6-ой по 16-ую группу: 0,215 кэВ–0,8 МэВ (всего 11 групп). Учет подгруппового представления с 8-ой по 12-ую группу: 4,64 кэВ–0,2 МэВ (всего 5 групп) составляет 97,5% от вклада всей резонансной структуры железа в полный резонансный эффект в $k_{\text{эф}}$, что важно учитывать, например, в трехмерных расчетах.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Использование сингулярных функций для получения на практике необходимых реакторных функционалов весьма эффективно. Это можно использовать для физического моделирования различных реакторных установок на быстрых нейтронах. Макроподгрупповой подход удачно развивает групповые принципы описания сечений и позволяет корректно и в то же время компактно учитывать резонансную гетерогенность (пространственно-энергетическую корреляцию сечений одинаковых нуклидов, разделенных средами иного изотопного состава) посредством методики сквозных подгрупп. Компьютерная программа SANS-B позволяет готовить макроподгрупповые константы в широко известных форматах CCC-254/ANISN и CCC-547/TWODANT, используемых многими компьютерными кодами как российских, так и зарубежных исследовательских центров, например, от ONEDANT до THREEEDANT из системы DANTSYS 3.0. Сначала по одномерной программе ONEDANT можно найти «ответственные» нуклиды и энергетические группы, а затем провести двух- и трехмерные расчеты полномасштабных моделей реакторных установок на быстрых нейтронах.

Исследования проведены при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований и Правительства Калужской области (проект №09-02-97513).

Литература

1. Франк-Каменецкий А.Д. Моделирование траекторий нейтронов при расчете реакторов методом Монте-Карло. – М.: Атомиздат, 1978.
2. Лузин Н.Н. Интеграл и тригонометрический ряд. – М.-Л.: Гостехиздат, 1951.
3. Сакс С. Теория интеграла. – М.: ИИЛ, 1949.
4. Кац И.С. К вопросу о структуре сингулярных функций ограниченной вариации // Успехи математических наук. – 1953. – Т. 8. – Вып. 5(57). – С. 157–159.
5. Толстов Г.П. Мера и интеграл. – М.: Наука, 1976.
6. Рунова Л.П., Рунов Л.В. Элементы теории мер. – Ростов-на-Дону: РГУ, 1999.
7. Шихов С.Б., Трояновский Е.Б. Теория ядерных реакторов, газокинетическая теория. Т. 2. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
8. Шильков А.Е. Математическая модель для описания неравновесной излучающей плазмы/Препринт ИПМ АН СССР-125. – М., 1988.
9. Натансон И.П. Теория функций вещественной переменной. – М.: Наука, 1974.
10. Аристова Е.Н. Математическое моделирование переноса излучения и переноса нейтронов с учетом процессов в сплошных средах. – Автореферат дисс. на соиск. ст. д.ф.-м.н. – М., 2009. – С. 46.
11. Бирман М.Ш., Виленкин Н.Я., Горин Е.А. и др. Функциональный анализ. – М.: Наука, 1972.

12. Николаев М.Н., Филиппов В.В. Измерение параметров резонансной структуры полных сечений некоторых элементов в области энергий 0,3-2,7 МэВ//Атомная энергия. – 1963. – Т. 15. – Вып. 6. – С. 493.
13. Николаев М.Н., Хохлов В.Ф. Система подгрупповых констант/В кн. Бюллетень информационного центра по ядерным данным. Вып. 4. – М.: Атомиздат, 1967. – С. 392.
14. Колмогоров А.Н., Фомин С.В. Элементы теории функций и функционального анализа. – М.: Наука, 1972.
15. Гульден Я, Джексон Д. Перечислительная комбинаторика. – М.: Наука, 1990.
16. Зубарев А.Л. Вариационный принцип Швингера//Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 1978. – Т. 9. – Вып. 2. – С. 453-489.
17. Безбородов А.А., Клинов Д.А., Колесов В.В. и др. Макроподгрупповое моделирование реакторной установки на быстрых нейтронах//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 177-184.
18. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. The ABBN-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC(CCP)-409/L, Vienna, IAEA, 1997. – P. 65.
19. Hardie R.W., Schenter R.E., Wilson R.E. An analysis of selected fast critical assemblies using ENDF/B-IV neutron cross sections//Nuclear Science and Engineering. – 1975. – V. 57. – № 3. – P. 222-238.
20. Alcouffe R.E., Baker R.S., Brinkley F.W. et.al. DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System//LA-12969-M (1995), CCC-547/DANTSYS 3.0 Code Package. ORNL: 1997.

Поступила в редакцию 20.04.2010

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР

А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, А.П. Малков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Представлены принципы формирования загрузки активной зоны петлевого исследовательского реактора МИР, позволяющие обеспечить требуемую мощность экспериментальных твэлов и ТВС. Предложенный и реализованный способ неравномерной загрузки активной зоны обеспечивает выполнение требований ядерной безопасности, экономию топлива, минимизацию мощности реактора при одновременном облучении нескольких экспериментальных ТВС, постоянство профиля нейтронного потока в экспериментальных каналах.

Ключевые слова: исследовательский реактор МИР, формирование загрузки активной зоны, экспериментальные ТВС, испытания в нестационарных режимах, результаты исследований, постоянство условий облучения, ядерная безопасность, экономия топлива.

Key words: research reactor MIR, formation of the core configuration, experimental fuel assemblies, irradiation in transient conditions, investigation results, constancy of the irradiation conditions, nuclear safety, fuel saving.

Исследовательские реакторы являются неотъемлемой частью атомной науки и техники. Без информации, получаемой с их помощью, невозможно безопасное и эффективное развитие атомной энергетики в стране, проводящей самостоятельную политику в этой области. Среди направлений использования исследовательских реакторов одно из важнейших условий – испытания работоспособности современных и перспективных твэлов энергетических реакторов при различных эксплуатационных режимах и в аварийных ситуациях. Такие задачи решаются, в частности, в реакторе МИР [1]. В активной зоне реактора можно разместить до 12-ти экспериментальных каналов, в которые загружают испытываемые твэлы. Экспериментальные каналы подключают к автономным петлевым контурам охлаждения для обеспечения требуемых теплофизических и гидродинамических условий испытаний в среде теплоносителя заданного химического состава. Структура активной зоны реактора предусматривает окружение каждого экспериментального канала шестью каналами с рабочими ТВС (рис. 1). Канальная конструкция реактора позволяет обеспечить максимальный контроль параметров испытаний. Разветвленная система рабочих органов системы управления и защиты (СУЗ) предназначена для регулирования мощности реактора и групп каналов в различных участках активной зоны и безопасности реактора.

© А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, А.П. Малков, 2010

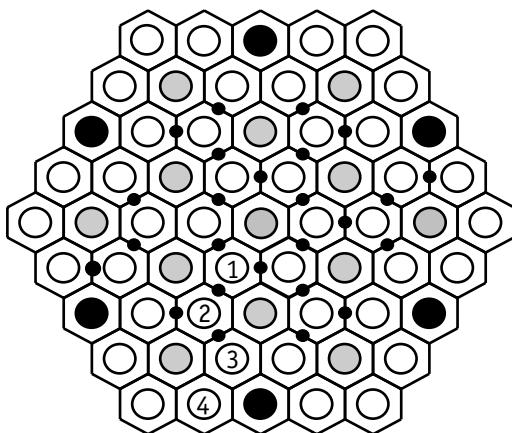


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора МИР: ● – стержень АЗ-КС; ○ – канал с рабочей ТВС; ◑ – экспериментальный канал; ● – КД; □ – бериллиевый блок (цифрами обозначены номера рядов активной зоны)

Режимы испытаний экспериментальных твэлов и ТВС по мощности могут существенно отличаться, поэтому при выборе загрузки активной зоны для каждой кампании требуется обеспечить решение взаимосвязанных задач:

- обеспечение требуемых режимов испытаний экспериментальных твэлов при возможно меньшей мощности реактора;
- согласование режимов испытаний различных экспериментальных устройств и создание условий по их поддержанию в ходе кампании;
- обеспечение требований безопасности.

Реактор эксплуатируется в режиме частичных перегрузок, во время остановок между кампаниями перегружаются не все ТВС, а некоторая их часть. Поэтому выгорание топлива в рабочих ТВС может быть различным, что активно используется для согласования заданных режимов испытаний по мощности в экспериментальных каналах.

Основное проектное назначение реактора МИР – ресурсные испытания твэлов и ТВС новых конструкций при требуемом стационарном уровне энерговыделения и заданных параметрах теплоносителя. Такие испытания обычно продолжаются в течение длительного времени (до нескольких лет). Требуемую мощность исследуемых твэлов поддерживают в ходе кампании путем извлечения ближайших органов регулирования по мере потери запаса реактивности. Распределение топлива в активной зоне при таких экспериментах достаточно стабильное, а мощность рабочих ТВС, как правило, не превышает одного мегаватта.

В последнее время все большее место в работе реактора занимают испытания твэлов в условиях, моделирующих нестационарные режимы [2]. Эти испытания, как правило, кратковременны, характеризуются высоким уровнем линейной мощности исследуемых твэлов, которая к тому же может меняться в ходе эксперимента. В рамках одной кампании реактора обычно проводят только один такой динамический эксперимент. Мощность других экспериментальных каналов при этом снижают путем ввода в активную зону ближайших поглощающих стержней, чтобы допустимые нагрузки на испытываемых твэлах не были превышены.

Линейная мощность твэлов в петлевом экспериментальном канале зависит прежде всего от мощности окружающих рабочих ТВС [3], которая повышается с уменьшением выгорания топлива. Это означает, что если во все окружающие экспериментальную ТВС каналы загрузить свежие рабочие ТВС, то можно уменьшить

общую мощность реактора, при которой достигаются требуемые параметры испытаний.

В то же время известно, что количество топлива в активной зоне в несколько раз превышает минимальную невозмущенную критическую загрузку [1]. Поэтому для обеспечения безопасности испытаний важно было выяснить, может ли в процессе формирования загрузки активной зоны с компактным размещением свежих ТВС образоваться локальная критическая масса, выполняется ли требование об обеспечении минимальной подкритичности, в том числе, с учетом ошибок персонала, не превышается ли допустимая эффективность органов СУЗ.

Для получения ответов на поставленные вопросы была выполнена серия экспериментов на критической сборке – физической модели реактора. К началу проведения исследований в штатную систему управления и защиты реактора входило (см. рис. 1) 25 стержней аварийной защиты и компенсации реактивности (АЗ-КС), расположенных на стыке граней бериллиевых блоков и шесть компенсаторов реактивности с топливной догрузкой (КД), которые установлены по оси бериллиевых блоков четвертого ряда активной зоны. Стержни АЗ-КС содержат поглощающую композицию на основе диспрозия. КД представляет собой дистанционно перемещаемую рабочую ТВС, соединенную с расположенной над ней кадмиевой трубой, очехлованной нержавеющей сталью. Из анализа картограммы видно, что активную зону реактора МИР можно условно разбить на несколько «семерок» (экспериментальный канал, окруженный шестью каналами с рабочими ТВС), которые отличаются друг от друга количеством расположенных внутри и рядом с ней органов регулирования. В исследованиях на критсборке моделировали «семерки», центры которых находятся во втором и третьем рядах активной зоны. В экспериментальный канал помещали сборку (ЭТВС), состоящую из 19-ти твэлов типа ВВЭР с высотой активной части 1 м.

Было установлено, что рассмотренные системы подкритичны при всех полностью погруженных в активную зону органах регулирования. Однако если ЭТВС расположена в третьем ряду, то при ошибочном извлечении ближайшего к «семерке» КД и при случайной установке в центральную ячейку «семерки» рабочей ТВС вместо ЭТВС происходит образование локальной критической массы. Чтобы это исключить было рекомендовано в «семерки», центры которых находятся в третьем ряду, добавить еще по одному стержню АЗ-КС на стыке бериллиевых блоков третьего и четвертого рядов, а также во все угловые ячейки активной зоны установить дополнительные КД. Экспериментальная проверка показала, что данные изменения гарантируют соблюдение требований правил ядерной безопасности при любых рассмотренных ошибках персонала. Поэтому предложенная модернизация СУЗ реактора была выполнена (рис. 2).

Результаты проведенных исследований и выполненная модернизация СУЗ позволили обосновать и обеспечить безопасность реактора, а также реализовать новый подход к формированию загрузки активной зоны. Этот подход предусмат-

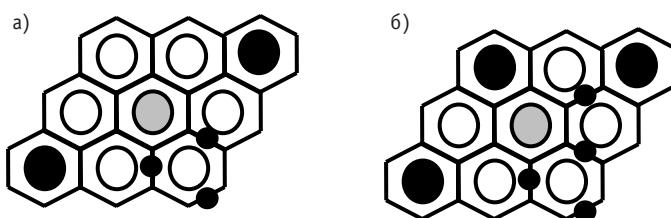


Рис. 2. Схема размещения органов регулирования: а) – до модернизации; б) – после модернизации

рияет существенно неравномерное распределение топлива в активной зоне и организацию локальных участков с высоким содержанием топлива вокруг нужного экспериментального канала с одновременным размещением ТВС с большой глубиной выгорания топлива в других областях активной зоны. При этом достигается высокая мощность экспериментальных твэлов в нестационарных режимах испытаний при выполнении требований ядерной безопасности и минимизации мощности реактора.

Новый подход к выбору загрузки активной зоны реактора МИР позволил также повысить эффективность использования дорогостоящего высокообогащенного топлива в рабочих ТВС. Особенностью исследовательских реакторов является обеспечение и поддержание заданных режимов облучения экспериментальных устройств (ЭУ) в течение кампании в ущерб допустимому для твэлов выгоранию топлива. Достижение глубины выгорания топлива в 25–35% в выгруженых ТВС исследовательских реакторов считается удовлетворительным, а в ряде случаев и оптимальным, результатом [4], в то время как конструкция твэлов позволяет обеспечить их работоспособность до выгорания в 50–60% [4, 5]. Такое соотношение в полной мере относилось к показателям использования топлива реактора МИР в начальный период его эксплуатации. Среднее выгорание топлива в рабочих ТВС, выгруженых из реактора, составляло 35% [1] при подтвержденной работоспособности свыше 50%. Предложенный и реализованный способ неравномерной загрузки активной зоны реактора МИР позволяет дожигать топливо в ТВС до предельных величин выгорания. Снижение мощности в участках активной зоны, в которых испытания не проводятся, можно обеспечить, загружая туда рабочие ТВС с высокой глубиной выгорания топлива. Тепловыделяющие сборки, работая в щадящих условиях по мощности, позволяют достигнуть предельного выгорания топлива без риска разгерметизации твэлов.

В результате реализации предложенного метода неравномерной загрузки активной зоны в последние годы эксплуатации удалось существенно повысить выгорание топлива в выгруженых ТВС реактора МИР (рис. 3), а также сократить потребление свежего топлива (рис. 4). Аномалия в 2007 г. в тренде на графиках связана с необходимостью замены значительной доли ТВС в активной зоне по технологическим причинам.

Кроме минимизации мощности реактора в процессе проведения экспериментов и сопутствующей экономии топлива предложенный подход к загрузке активной зоны реактора МИР позволил решить еще одну задачу, часто возникающую при проведении экспериментов в исследовательских реакторах. Известно, что постоянство условий облучения материалов, образцов и изделий, испытываемых в ис-

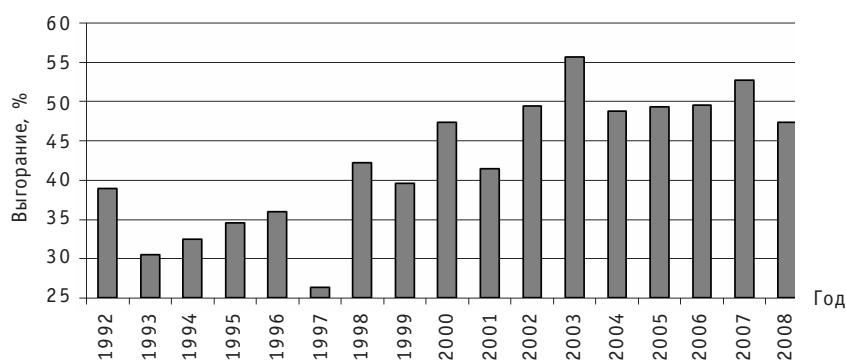


Рис. 3. Выгорание топлива в ТВС, выгруженных в бассейн выдержки

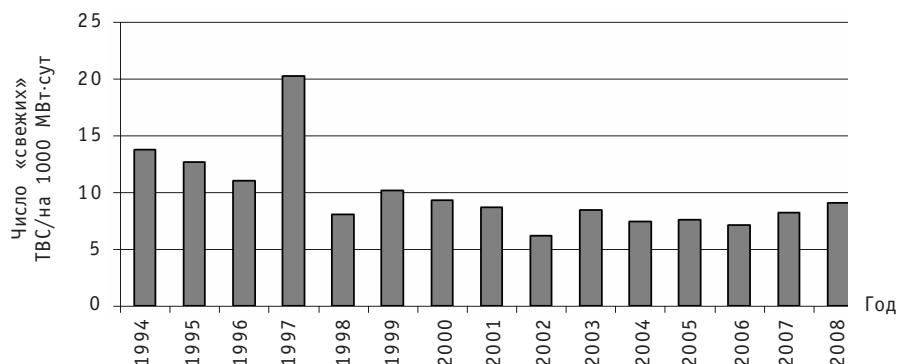


Рис. 4. Удельный расход свежих ТВС, (шт./1000 МВт·сут)

следовательских ядерных реакторах, обычно составляет одну из основных задач проводимых экспериментов [5, 6]. Для поддержания условий облучения в процессе кампании используют органы регулирования и компенсации реактивности, которые извлекают из активной зоны по мере выгорания топлива. Однако перемещение органов регулирования вблизи экспериментального канала приводит к изменению аксиальной и азимутальной составляющей профиля нейтронного потока в нем, что может не отвечать требуемым условиям испытаний. Для обеспечения постоянства нейтронно-физических условий испытания в активной зоне реактора МИР загрузкой свежего топлива формируют локальную область, размещающие свойства которой близки к критическим (запальная зона). Эта запальная зона должна быть удалена от экспериментальных каналов с требуемыми постоянными условиями облучения. Для нужного экспериментального канала близкими органами регулирования обеспечивают требуемый профиль нейтронного потока по азимутальной и аксиальной составляющим. В дальнейшем в ходе кампании эти органы регулирования не перемещают. Компенсацию потери реактивности в процессе кампании при выгорании топлива проводят извлечением из активной зоны компенсирующих органов в запальной зоне [7]. Рабочие ТВС, окружающие экспериментальный канал с постоянным профилем нейтронного потока, играют в этом случае роль конвертора нейтронов, а запальная зона служит источником нейтронов, который обеспечивает поддержание постоянных условий облучения.

Предложенный и реализованный метод неравномерной загрузки активной зоны позволяет также снизить оперативный запас реактивности без ущерба для заданной продолжительности кампании реактора МИР. Путем оптимизации распределения рабочих тепловыделяющих сборок с различным выгоранием в активной зоне

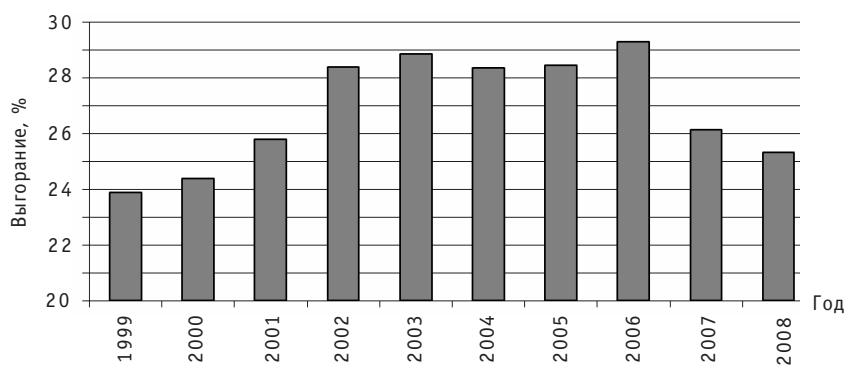


Рис. 5. Среднее выгорание топлива в активной зоне на начало кампании

можно уменьшить число органов регулирования реактора, вводимых в активную зону для формирования условий испытаний в петлевых каналах. Таким образом, можно снизить запас реактивности на начало кампании при повышении среднего выгорания топлива в реакторе. Диаграмма на рис. 5 иллюстрирует увеличение среднего выгорания топлива в активной зоне реактора МИР на начало кампании в последние годы его эксплуатации. При этом условия по требуемой мощности испытаний экспериментальных ТВС были выполнены.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Увеличение количества органов СУЗ в активной зоне реактора МИР обеспечило

- выполнение требований ядерной безопасности при перегрузках реактора с учетом нормируемого количества возможных ошибок персонала;
- возможность формирования в активной зоне реактора МИР локальных областей, параметры которых близки к критическим, для создания требуемых условий проведения новых классов экспериментов и тем самым расширения исследовательских возможностей реактора.

Предложенный и реализованный способ неравномерной загрузки активной зоны реактора МИР позволил

- обеспечить высокую мощность испытываемых в нестационарных режимах ТВЭЛОВ при минимизации мощности реактора;
- повысить эффективность использования топлива путем достижения предельно допустимой глубины выгорания тепловыделяющих сборок;
- поддерживать при необходимости постоянство профиля нейтронного потока в экспериментальных каналах;
- повысить уровень ядерной безопасности при эксплуатации реактора за счет снижения запаса реактивности при увеличении среднего выгорания топлива в активной зоне реактора.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности//Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Бурукин А.В., Ижутов А.Л., Калыгин В.В. и др. Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 83 -91.
3. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерией теплоносителя//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 58-65.
4. Цыканов В.А. Тепловыделяющие элементы для исследовательских реакторов. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – 249 с.
5. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы: Учеб. пособие для вузов. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
6. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. – М.: Атомиздат, 1973.
7. Ижутов А.Л., Калыгин В.В., Малков А.П. Способ эксплуатации исследовательского ядерного реактора. Пат. № 2292093 РФ G21C 17/00//Бюллетень изобретений. – 2007. – № 2.

Поступила в редакцию 21.05.2010

УСЛОВИЯ МИНИМАЛЬНОГО ОТКЛОНЕНИЯ ОТ НУЛЕВОГО ЗНАЧЕНИЯ РЕАКТИВНОСТИ В ТОЧЕЧНОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ НЕБЛОКИРОВАННОГО ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ

Ю.А. Казанский, Д.М. Титов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Для реакторов сверхмалой мощности при реализации методов саморегулирования важно получить временную зависимость реактивности, по возможности, мало отличающуюся от нулевого значения. В то же время известно, что при использовании выгорающего поглотителя наблюдается положительный выбег реактивности. В работе приведены условия, полученные аналитически, при которых возможно найти минимальные отклонения реактивности от нулевого значения в процессе выгорания топлива.

Ключевые слова: физика реакторов, выгорающий поглотитель, реакторы малой мощности, минимизация реактивности.

Key words: reactor physics, burnable poison, low power reactors, reactivity minimization.

ВВЕДЕНИЕ

В ядерной энергетике большое внимание уделяется проблеме управления мощностью ядерного реактора. Одна из основных задач – компенсация запаса реактивности, который необходим для «подпитки» потерь реактивности в процессе работы реактора в различных режимах. В основном, для регулирования реактора используются стрежни из высокопоглощающего материала и растворенная в теплоносителе первого контура борная кислота. Для регулирования используют и выгорающие поглотители, которые сокращают диапазон изменения реактивности в пассивном режиме.

Несмотря на то, что идея использования выгорающих поглотителей появилась более 50-ти лет назад [1–3], широкое применение в атомной энергетике она получила в последние 20 лет. На сегодняшний день практически все реакторы содержат в активной зоне тот или иной выгорающий поглотитель, например, добавка эрбия используется в реакторах РБМК [4], гадолиний в смеси с топливом применяют в качестве выгорающего поглотителя в водо-водяных реакторах (ВВЭР-1000 (АЭС-2006) [5] и ЕРР-1600 [6]).

Для реакторов сверхмалой мощности (до 10 МВт) рассматривают особые спо-

собы саморегулирования [7, 8]. Пассивное саморегулирование реакторов сверхмалой мощности – один из необходимых путей сокращения капитальных и эксплуатационных затрат, который дает возможность (наряду с другими усовершенствованиями) сделать реакторы экономически целесообразными.

В статье рассмотрен частный случай моделирования саморегулирования мощности реактора, основанный на использовании гомогенного неблокированного выгорающего поглотителя. Основная задача состояла в том, чтобы получить условия нахождения наименьшего отклонения реактивности от нулевого значения при заданных характеристиках реактора (потеря реактивности и изменение плотности потока нейтронов в течение кампании реактора) и сечении поглощения выгорающего поглотителя. Оказалось, что такая задача имеет аналитическое решение и позволяет при заданных свойствах реактора найти необходимые характеристики выгорающего поглотителя (сечение, внесенную в реактор отрицательную реактивность).

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В процессе работы реактора без выгорающих поглотителей происходит практически линейная во времени потеря реактивности. Наличие выгорающих поглотителей существенно меняет поведение реактивности во времени и зависит при этом от темпа потери реактивности в связи с выгоранием топлива, сечения поглощения нейтронов ядрами выгорающего поглотителя и плотности потока нейтронов. Ставится задача найти такие характеристики выгорающего поглотителя, при которых зависимость реактивности от времени будет иметь минимальные отклонения от нулевого значения.

Пусть реактор после вывода на номинальный уровень мощности находится в критическом состоянии, и его запас реактивности ρ_B скомпенсирован введенным выгорающим поглотителем. Темп потери реактивности из-за выгорания топлива постоянен во времени, при этом полная потеря реактивности за кампанию T равна $\rho_{выг}$. Полагаем, что сечение выгорающего поглотителя σ_a не изменяется во времени, что возможно при низких концентрациях ядер поглотителя, вследствие чего можно пренебречь блокировкой сечений.

В оговоренных условиях изменение во времени концентрации ядер выгорающего поглотителя $N_a(t)$ можно найти из следующего уравнения:

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = -\sigma_a \phi(t) N_a(t). \quad (1)$$

Реактивность ρ_B зависит от количества поглотителя, загруженного в активную зону. По мере выгорания поглотителя будет появляться положительная реактивность $\rho^+(t)$, которая в свою очередь зависит от сечения поглощения выгорающего поглотителя и плотности потока нейтронов:

$$\rho^+(t) = \rho_B [1 - f(t)], \quad (2)$$

$$f(t) = \frac{N_a(t)}{N_a(0)}. \quad (3)$$

Считая, что изменение реактивности за счет выгорания топлива без поглотителей носит линейный характер, получаем зависимость поведения реактивности от времени

$$\rho(t) = \rho_B [1 - f(t)] - \rho_{выг} \frac{t}{T}, \quad (4)$$

которая является суммой двух функций. Первая имеет положительный знак и из-

меняется от 0 до $+\rho_B$ (в случае полного выгорания поглотителя), вторая – линейная функция – изменяется от 0 до $-\rho_{выг}$.

В общем случае зависимость (4) в интервале $0-T$ имеет максимум при $t = t^*$. Положение максимума можно найти, приравняв производную $d\rho/dt$ нулю:

$$-\rho_{вп} \frac{df(t)}{dt} = \frac{\rho_{выг}}{T}. \quad (5)$$

Находим время t^* из уравнения (5), при котором значение функции $\rho(t)$ находится в максимуме. Для того чтобы отклонения реактивности от нулевого значения во временном интервале $0-T$ были минимальными, необходимо, чтобы положительный выбег реактивности $\rho(t^*)$ по абсолютному значению был равен реактивности в конце кампании, т.е.

$$\rho(t^*) + \rho(T) = 0. \quad (6)$$

Для решения сформулированной задачи при условии постоянства микроскопического сечения поглощения выгорающего поглотителя необходимо сделать предположения о виде функции $\varphi(t)$ в зависимости от плотности потока нейтронов, которая

- постоянна во времени, $\varphi(t) = \varphi_0$;
- меняется по закону $\varphi(t)/\varphi_0 = 1/[1 - \sigma_a^{25}\varphi_0 t]$ (реакторы с высокообогащенным топливом);
- меняется по линейному закону $\varphi(t)/\varphi_0 = (1 + gt)$.

РЕАКТОР С ПОСТОЯННОЙ ПЛОТНОСТЬЮ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ

В реакторах РБМК в связи с непрерывной перегрузкой топлива в первом приближении плотность потока нейтронов можно считать постоянной. В таком случае решение уравнения (1) принимает вид

$$N_a(t)/N_a(0) = \exp(-\sigma_a \varphi_0 t), \quad (7)$$

и зависимость реактивности от времени можно записать как

$$\rho(t)/\rho_{выг} = (\rho_B/\rho_{выг})[1 - \exp(-\sigma_a \varphi_0 t)] - t/T. \quad (8)$$

Значение t^* находим, приравняв нулю производную уравнения (8):

$$t^* = [\ln(\rho_B \sigma_a \varphi_0 T / \rho_{выг})] / \sigma_a \varphi_0. \quad (9)$$

Более удобную форму записи получим, введя следующие обозначения: $\tau = t/T$, $Z = \rho_B/\rho_{выг}$ и $Y = \sigma_a \varphi_0 T$. В таком случае уравнения (8) и (9) принимают вид

$$\rho(t)/\rho_{выг} = Z [1 - \exp(-Y\tau)] - \tau, \quad (10)$$

$$\tau^* = [\ln(YZ)]/Y. \quad (11)$$

Следовательно, максимум функции (10) возможен на временном интервале $0 \leq \tau \leq 1$, если $YZ > 1$ и $Y > \ln(YZ)$. При этих условиях максимальное значение реактивности будет при $\tau = \tau^*$:

$$\rho(\tau^*)/\rho_{выг} = Z [1 - 1/YZ] - [\ln(YZ)]/Y, \quad (12)$$

а значение реактивности в конце кампании составит

$$\rho(\tau = 1)/\rho_{выг} = Z [1 - \exp(-Y)] - 1. \quad (13)$$

Используя условие (6) и полученные равенства (12) и (13), запишем уравнение, решение которого позволяет получить минимальные отклонения реактивности от нулевого значения для каждой пары значений Y и Z :

$$2Z - 1/Y = 1 + Z \exp(-Y) + (1/Y) \ln(YZ). \quad (14)$$

На рисунке 1 показана кривая, соединяющая такие значения Z и Y , при которых

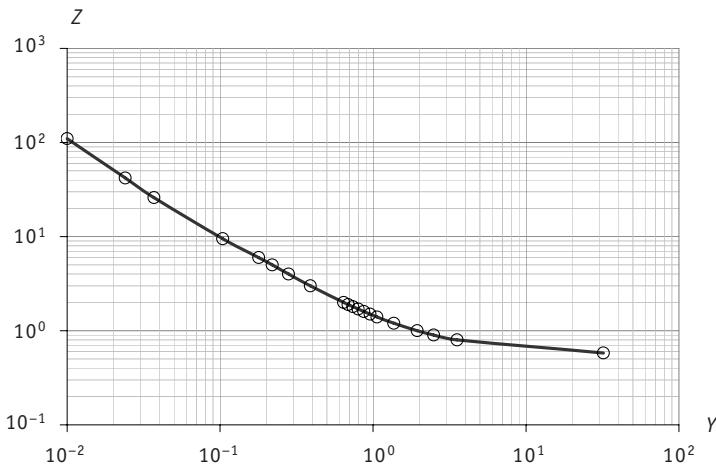


Рис. 1. Рассчитанная по (14) зависимость $Z(Y)$, при которой реализуется минимальное отклонение реактивности от нулевого значения при постоянной плотности потока нейтронов

реализуется минимальное отклонение реактивности от нулевого значения, т.е. когда выполняется требование (6).

РЕАКТОР С ВЫСОКИМ ОБОГАЩЕНИЕМ ТОПЛИВА

Когда в реакторе используется высокое обогащение топлива (например, реакторы транспортного назначения), можно пренебречь накоплением делящихся нуклидов. В работе [9] показано, что для поддержания постоянной мощности при высоком обогащении топлива плотность потока нейтронов $\phi(t)$ надо изменять следующим образом:

$$\phi(t)/\phi_0 = 1/\left[1 - \sigma_a^{25}\phi_0 t\right], \quad (15)$$

где σ_a^{25} – сечение поглощения нейтронов ядрами ^{235}U .

Зная зависимость плотности потока нейтронов от времени можно найти количество ядер выгорающего поглотителя в функции времени. Вновь полагая сечение поглощения выгорающего поглотителя независимым от времени, находим решение (1), принимая во внимание изменение во времени плотности потока нейтронов (15):

$$N_a(t)/N_a(0) = \left[1 - \sigma_a^{25}\phi_0 t\right]^{\sigma_a/\sigma_a^{25}}. \quad (16)$$

Находим временную зависимость реактивности с учетом полученной закономерности выгорания поглотителя (16). Введем обозначения: $k = \sigma_a^{25}\phi_0 T$, $Z = \rho_B/\rho_{выг}$ и $Y = \sigma_a\phi_0 T$, тогда

$$N_a(\tau)/N_a(0) = [1 - (1 - k\tau)^{Y/k}] \text{ и } \rho(t)/\rho_{выг} = Z\{1 - [1 - k\tau]^{Y/k}\} - \tau. \quad (17)$$

Обратим внимание: введенный параметр k пропорционален глубине выгорания (при высоком обогащении).

Максимальное значение функции (17) имеет место при $\tau = \tau^*$:

$$\tau^* = (1/k)\left\{1 - (1/ZY)^{[k/(Y-k)]}\right\}. \quad (18)$$

Приравниваем значения функции $\rho(\tau)$ при $\tau = 1$ и $\tau = \tau^*$ и, используя (18), получаем уравнение, по смыслу совпадающее с (14):

$$Z \left[1 - \left(1 - \left[1 - \left(\frac{1}{ZY} \right)^{\frac{k}{Y-k}} \right] \right)^{\frac{Y}{k}} \right] - \frac{1}{k} \left[1 - \left(\frac{1}{ZY} \right)^{\frac{k}{Y-k}} \right] + Z \left[1 - (1-k)^{\frac{Y}{k}} \right] - 1 = 0. \quad (19)$$

Равенство (19) реализуется, когда $\rho(\tau^*) + \rho(1) = 0$, но при различных значениях Z и Y , зависящих от k (от глубины выгорания). Результаты расчетов по (19) показаны на рис. 2.

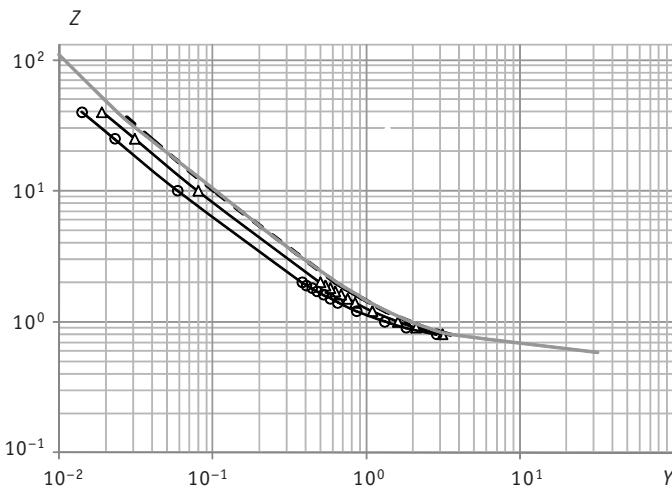


Рис. 2. Зависимость, соединяющая значения $Z = \rho_b/\rho_{\text{выг}}$ и $Y = \sigma_0 \phi_0 T$, при которых реализуется минимальное отклонение реактивности от нулевого значения при различных значениях k :
— — — $k = 0,05$; Δ — $k = 0,5$; \circ — $k = 0,8$; — — — расчет по формуле (14)

Из графика видно, что при глубинах выгорания меньше 10% ($k < 0,1$) расчеты по (19) не зависят от значений k и совпадают с результатами расчетов по (14) (рис. 1).

РЕАКТОР С ПЛОТНОСТЬЮ ПОТОКА, ИЗМЕНЯЮЩЕЙСЯ ЛИНЕЙНО ВО ВРЕМЕНИ

В общем случае для энергетических реакторов не удается простым способом найти зависимость $\phi(\tau)/\phi_0$ для вычисления изменения количества ядер выгорающего поглотителя от времени $N_a(\tau)/N_a(0)$. Это связано с тем, что в процессе выгорания появляются новые делящиеся нуклиды. Однако можно использовать расчетную зависимость $\phi(\tau)/\phi_0$. Расчеты для водо-водяных реакторов позволяют аппроксимировать искомую зависимость следующим образом [10]:

$$\phi(\tau)/\phi_0 = (1 + g\tau). \quad (20)$$

Коэффициент пропорциональности g зависит от типа реактора, количества перегрузок топлива, величины обогащения топлива в активной зоне данного реактора.

При условии (20) решение уравнения (1) имеет следующий вид:

$$N_a(\tau) = N_a(0) \exp[-Y\tau(1 + g\tau/2)]. \quad (21)$$

Запишем баланс реактивности в реакторе, как и в предыдущих случаях:

$$\rho(\tau)/\rho_{\text{выг}} = Z \left[1 - \exp[-Y\tau(1 + g\tau)] \right] - \tau. \quad (22)$$

В данном случае невозможно найти явный вид выражения для τ^* , поэтому его находили численно.

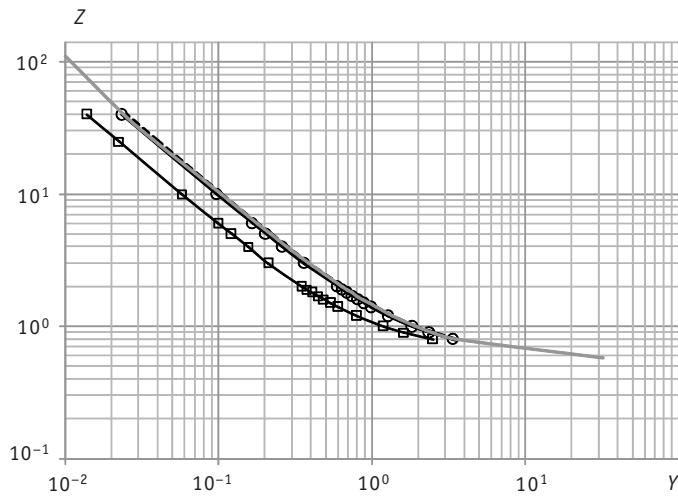


Рис. 3. Зависимости $Z = \rho_v / \rho_{выг}$ от $Y = \sigma_a \phi_0 T$, при которых реализуются минимальные отклонения реактивности от нулевого значения, при различных значениях g : — — — $g = 0,02$; ● $g = 0,2$; □ $g = 2$; — — расчет по формуле (14)

Условие $\rho(\tau^*) + \rho(1) = 0$, при котором находим минимальные отклонения реактивности от нулевого значения для различных пар значений Z и Y , получаем из уравнения (22) в виде

$$Z \left[1 - \exp \left[-Y\tau^*(1+g\tau^*) \right] \right] - \tau^* + Z \left[1 - \exp \left[-Y(1+g) \right] \right] - 1 = 0. \quad (23)$$

Результаты расчетов по (23) показаны на рис. 3.

Из графика видно, что при изменениях плотности потока нейтронов в течение кампании до 20% (в реакторах ВВЭР плотность потока нейтронов в течение года вырастает не более, чем на 10%) рассчитанные оптимальные значения Z и Y по (23) не зависят от значений $g < 0,2$ и совпадают с рассчитанными по (14).

Представление о влиянии выгорающего поглотителя на максимальное отклонение реактивности от нулевого значения дает зависимость $\rho(\tau^*) / \rho_{выг}$ от характеристик реактора и выгорающего поглотителя Z и Y на рис. 4.

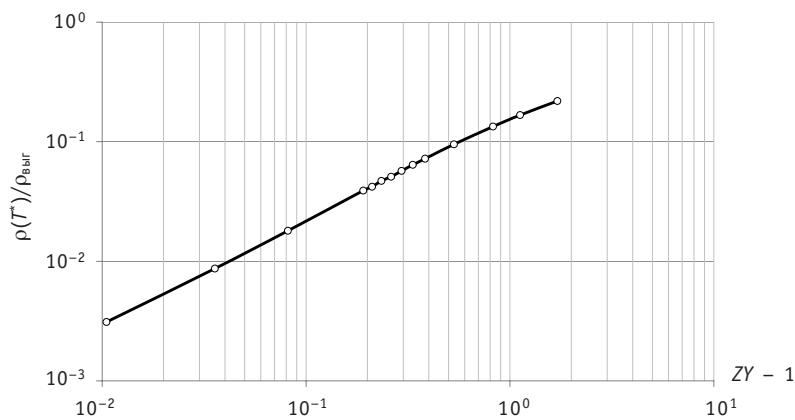


Рис. 4. Зависимость $\rho(\tau^*) / \rho_{выг}$ от характеристик реактора и выгорающего поглотителя $Z = \rho_v / \rho_{выг}$ и $Y = \sigma_a \phi_0 T$, рассчитанная по формуле (14)

ВЫВОДЫ

1. Получено аналитическое соотношение, которое для реактора с неблокированным выгорающим поглотителем позволяет определить наименьшее отклонение реактивности от нулевого значения при заданных характеристиках реактора путем подбора характеристик выгорающего поглотителя.

2. Показано, что соотношение между $Z = \rho_{\text{в}}/\rho_{\text{выг}}$ и $Y = \sigma_a \phi_0 T$, при которых отклонения реактивности от нулевого значения минимальны, не зависит от существующих глубин выгорания топлива в энергетических реакторах и может быть оценено по (14) и рис. 1, 4.

3. При росте $Y = \sigma_a \phi_0 T$ значение $Z = \rho_{\text{в}}/\rho_{\text{выг}}$ достигает предельного значения, равного 0,5.

4. Идеальный случай, когда реактивность практически не изменяется во времени, реализуется при ZY , стремящемся к единице. Это, в частности, означает, что запас реактивности, скомпенсированный введенным поглотителем, должен существенно превышать необходимый запас реактивности для компенсации выгорания топлива в реакторе.

5. Если потеря реактивности за кампанию реактора мала (реакторы очень малой мощности), то использование значений ZY , близких к единице, может быть полезным для достижения саморегулирования реактора за счет выгорающего поглотителя без системы регулирующих стержней.

Литература

1. Radkowsy A. Theory and Application of Burnable Poisons/Proc. of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. – V. 13. – P. 426-445, 1958.
2. Орлов В.В., Андреянов В.С., Калашников А.Г., Тошинский Г.И. и др. Выбор некоторых оптимальных характеристик компенсирующих элементов ядерных реакторов/Труды Международной конференции по мирному использованию атомной энергетики, 1960.
3. Тошинский Г.И., Калашникова А.Г. Методы расчета выгорания поглотителя в реакторах. Теория и методы расчета. – М.: Госатомиздат, 1962.
4. Абрамов М.И., Авдеев В.И., Адамов Е.О. и др. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. – М.: – НИКИЭТ, 2006.
5. Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.Н. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. – М.: Академ. книга, 2004.
6. Schebitz F., Mekmouche A. Design Basis of Core Components and their Realization in the frame of the EPRs™ Core Component Development. - AREVA NP GmbH. - IYNC 2008 Interlaken, Switzerland, 20–26 September, 2008.
7. Kambe M. RAPID Operator-Free Fast Reactor Concept without Any Control Rods Reactor Concept and Plant Dynamics Analyses//Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY. – 2005. – V. 42. – №. 6. – P. 525-536.
8. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Баршевцев В.А., Дорохович С.Л., Мачула А.А. Новый способ пассивной компенсации потери реактивности в результате выгорания топлива, основанный на давлении, образующемся при выделении газообразных продуктов ядерных и химических реакций. Рег. номер 2006141152 от 22.11.2006.
9. Саркисов А.А., Пучков В.Н. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983.

Поступила в редакцию 4.10.2010

СОЗДАНИЕ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ С ВЫСОКОЙ ПЛОТНОСТЬЮ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА СМ

**Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин, А.Л. Петелин,
В.В. Пименов, В.А. Узиков, С.И. Чекалкин**
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Для повышения эффективности использования реактора СМ путем увеличения объема экспериментальных каналов с высокой плотностью потока нейтронов предложено размещать в ячейках, примыкающих к нейтронной ловушке, две ТВС с экспериментальными каналами диаметром 24,5мм таким образом, чтобы каналы граничили друг с другом и нейтронной ловушкой. В этом случае организуется дополнительный облучательный объем – «малая ловушка». В результате выполненных расчетно-экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ с «малой ловушкой» определены плотности потока нейтронов; максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения; теплогидравлические характеристики активной зоны; эффекты реактивности; продолжительность кампании реактора СМ. Предложенная компоновка реализована, облучение материалов в «малой ловушке» проводится в течение последних полутора лет эксплуатации реактора.

Ключевые слова: исследовательский реактор СМ, нейтронная ловушка, ТВС с экспериментальными каналами, формирование загрузки активной зоны, нейтронно-физические характеристики, результаты исследований.

Key words: research reactor SM, neutron trap, FA with experimental channels, arrangement of the core loading, neutron and physical characteristics, examination results.

Реактор СМ относится к классу исследовательских реакторов (ИР) с нейтронной ловушкой – полостью в центре активной зоны, заполненной эффективным замедлителем нейтронов [1]. Быстрые нейтроны, покидая активную зону, замедляются до тепловых энергий в нейтронной ловушке и боковом бериллиевом отражателе, которым окружена активная зона (рис.1). В качестве замедлителя нейтронов в ловушке реактора используют легкую воду и бериллий в различных сочетаниях. В центральной замедляющей полости активной зоны достигается максимальная плотность потока тепловых нейтронов. Объемы для накопления радионуклидов и облучения материалов в нейтронной ловушке в настоящее время ограничены.

© Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, В.А. Узиков, С.И. Чекалкин, 2010

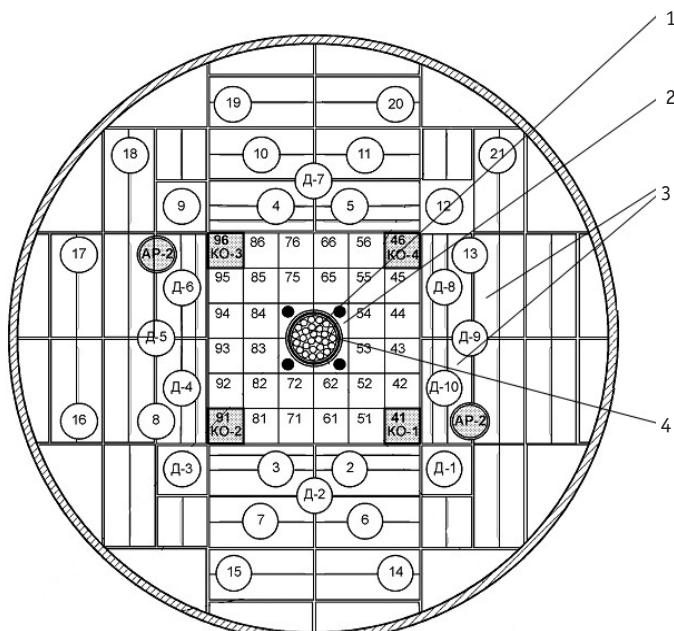


Рис. 1. Поперечное сечение реактора СМ: 1 – центральная полость для размещения мишеней; 2 – бериллиевые вкладыши; 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган (ЦКО);

(\odot) Д-2 – канал и его номер; (\square) – ячейка активной зоны с ТВС; (\blacksquare) – компенсирующий орган;

(\bullet) – стержень аварийной защиты (АЗ) в бериллиевом вкладыше;

(AP) – орган автоматического регулирования (АР)

ны 27-ю каналами для размещения мишеней [2], которые используются со 100-процентной загрузкой. С учетом имеющегося спроса актуально создание дополнительных каналов с высокой плотностью потока тепловых нейтронов. В некоторых типах ТВС реактора СМ имеются экспериментальные каналы, организованные за счет удаления части твэлов, для размещения облучаемых материалов. Например, ТВС типа 184.10 содержит экспериментальный канал диаметром 24,5 мм (рис. 2). Если две такие сборки разместить на границе нейтронной ловушки так, как показано на рис.3, то появляется дополнительная замедляющая полость («малая

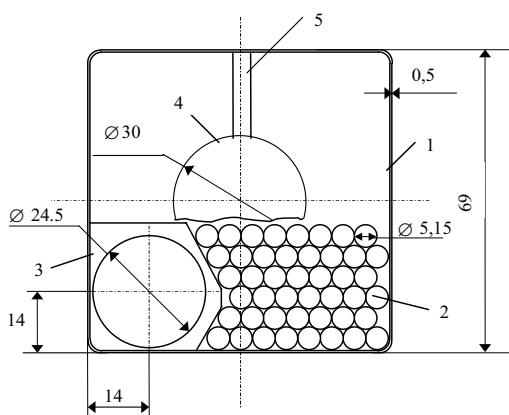


Рис. 2. Поперечное сечение ТВС с ампульным каналом: 1 – корпус; 2 – твэл; 3 – вытеснитель; 4 – головка ТВС; 5 – ребро головки

ловушка») [3]. Объем материалов, облучаемых в условиях высокой плотности потока тепловых нейтронов, возрастет при этом более чем на 20%.

Для изучения нейтронно-физических характеристик реактора СМ с «малой ловушкой» в активной зоне выполнен комплекс расчетно-экспериментальных исследований. В ходе работы определяли

- плотности потока нейтронов различных энергий в «малой ловушке»;
- распределение и максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне при наличии «малой ловушки»;
- требуемые значения выгорания топлива в ТВС типа 184.10 при их расположении на границе с центральной замедляющей полостью в геометрии «малая ловушка», при которых не произойдет превышения допустимых пределов по плотности теплового потока с оболочки твэлов;
- теплогидравлические характеристики активной зоны и облучательного устройства, разработанного для размещения в каналах ТВС типа 184.10 мишней для накопления радионуклидов;
- эффекты реактивности от загрузки ТВС типа 184.10 в геометрии «малая ловушка» и от загрузки облучательного устройства,
- масштаб изменения эффективности органов СУЗ;
- продолжительность кампании реактора СМ при реализации «малой ловушки».

На первом этапе исследований определяли плотность и спектральные характеристики потока нейтронов в «малой ловушке». Нейтронно-физические расчеты проводили по программе MCU [4], реализующей алгоритм моделирования траекторий нейтронов в реакторе в трехмерной геометрии методом Монте-Карло. Геометрические модули пакета MCU позволяют с достаточной точностью моделировать конфигурацию и материальный состав активной зоны и отражателя реактора СМ, а также детально задавать компоновку экспериментальных устройств. Константное обеспечение кодов MCU базируется на банке библиотек нейтронных данных (библиотеки БНАБ и ТЕПКОН). Коды MCU обеспечивают требуемую точность при определении нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов реактора СМ и расчете распределения энерговыделения в активной зоне. Отличие коэффициентов неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора СМ, полученных по программе MCU и в экспериментах на критсборке, составляет обычно не более 10%.

Расчеты выполняли для одной из реализованных загрузок активной зоны и отражателя реактора. Расположение ТВС типа 184.10 представлено на рис. 3. В ТВС типа 184.10. и в нейтронной ловушке моделировали имитаторы мишней, представляющие собой стальные трубы $\varnothing 10 \times 0,3$ мм, заполненные алюминием.

Результаты расчетов плотности потока нейтронов в мишнях в ТВС типа 184.10 и (для сравнения) мишнях центральной нейтронной ловушки (мощность реактора 90 МВт; глубина погружения КО равна среднестатистическому значению 130 мм, ЦКО извлечен) представлены в табл. 1.

Представленные результаты позволяют сделать вывод о том, что плотность потока тепловых нейтронов в «малой ловушке» ниже, чем в центральной замедляющей полости, но потоки нейтронов с энергией выше тепловой границы превышают аналогичные параметры в центральной ловушке. Это позволяет реализовывать оптимальные схемы накопления некоторых целевых радионуклидов, например, трансурановых элементов.

Значения коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения определяют максимальную мощность твэлов. Поэтому их исследованию при организации «малой ловушки» уделили самое пристальное внимание. На первом эта-

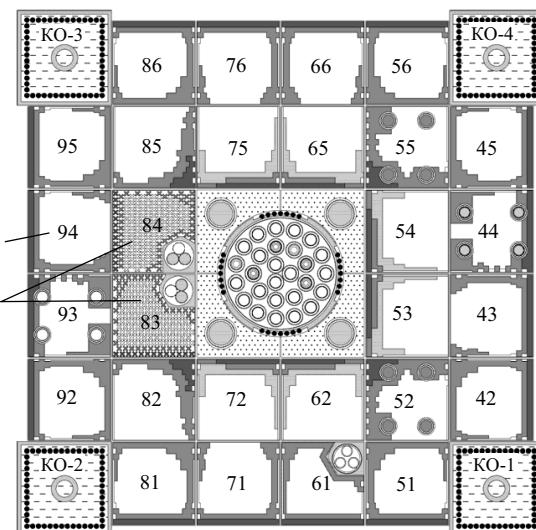


Рис. 3. Сечение активной зоны реактора СМ с ТВС типа 184.10, расположенным рядом с ловушкой в ячейках 83 и 84: 1 – штатная ТВС без экспериментальных каналов; 2 – ТВС типа 184.10 с мишенями

пе расчетов определяли мощность твэлов ТВС типа 184.10 в зависимости от среднего выгорания топлива в сборке. При этом моделировали одну из реальных картограмм загрузки активной зоны и отражателя реактора СМ. В вариантовых расчетах в ТВС, образующих «малую ловушку», задавали выгорание топлива от 0 до 20%. Результаты этих расчетов показали, что при загрузке свежих ТВС типа ТВС 184.10 в геометрии «малая ловушка» может быть превышен эксплуатационный предел по мощности твэлов и, соответственно, по плотности теплового потока с их оболочками. Но при достижении выгорания топлива в ТВС 184.10 более 10% мощность твэлов не превысит допустимых значений.

Для более детального подтверждения предварительных результатов и получения данных, необходимых для обоснования безопасности реактора, требовалось выполнить уточняющие исследования для конкретных конструкций экспериментальных устройств и состава облучаемых материалов, а также реального выгора-

Таблица 1

Результаты расчета плотности потоков нейтронов по программе MCU

Мишень	Плотность потока нейтронов, $10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$			
	$E > 0,1 \text{ МэВ}$	$100 < E < 0,1 \text{ МэВ}$	$0,5 < E < 100 \text{ эВ}$	$E < 0,5 \text{ эВ}$
В ТВС 184.10				
1	$1,59 \pm 0,08$	$0,96 \pm 0,05$	$0,50 \pm 0,03$	$0,60 \pm 0,03$
2	$1,49 \pm 0,08$	$0,95 \pm 0,05$	$0,52 \pm 0,03$	$0,71 \pm 0,04$
3	$1,65 \pm 0,08$	$0,96 \pm 0,05$	$0,50 \pm 0,03$	$0,51 \pm 0,03$
В ловушке				
внутренний ряд	$0,79 \pm 0,04$	$0,65 \pm 0,03$	$0,51 \pm 0,03$	$1,94 \pm 0,09$
средний ряд	$0,83 \pm 0,04$	$0,68 \pm 0,03$	$0,51 \pm 0,03$	$1,84 \pm 0,09$
внешний ряд	$0,93 \pm 0,05$	$0,73 \pm 0,04$	$0,51 \pm 0,03$	$1,59 \pm 0,08$

ния в ТВС типа 184.10. Такие расчеты были выполнены для нескольких планируемых вариантов загрузки активной зоны с «малой ловушкой» и подготовленных

Неравномерность энерговыделения по сечению активной зоны (K_s), отн. ед.						Максимальная плотность теплового потока в ячейке, МВт/м ²					
0,27	0,85	0,98	1,04	0,82	0,28	2,32	6,03	5,94	6,18	5,24	2,33
0,98	0,93	1,44	1,71	0,97	0,82	6,42	5,28	11,93	13,77	5,83	5,31
0,90	1,15			1,68	1,20	5,82	13,96			12,72	8,01
0,85	1,14			1,81	1,24	5,74	14,16			13,98	7,48
0,86	0,99	1,42	1,57	1,00	0,86	5,88	5,83	11,54	12,44	6,09	5,37
0,27	0,94	0,98	1,04	0,76	0,28	2,29	6,48	5,78	6,14	4,44	2,30
Коэффициенты неравномерности энерговыделения по сечению ТВС (K_k), отн. ед.						Отношение допустимого значения к максимальной плотности теплового потока, отн. ед.					
2,65	2,23	1,89	1,86	2,00	2,64	2,75	1,38	1,49	1,43	1,59	2,75
2,04	1,76	2,59	2,51	1,59	2,01	1,30	2,01	1,42	1,23	1,82	1,57
2,01	3,18			2,37	1,78	1,52	1,22			1,34	1,11
1,80	3,25			2,42	1,88	1,54	1,20			1,22	1,18
2,15	1,84	2,54	2,47	1,61	1,96	1,42	1,82	1,47	1,37	1,74	1,56
2,64	2,15	1,83	1,85	1,83	2,60	2,79	1,29	1,53	1,44	1,88	2,78

Рис. 4. Характеристики распределения энерговыделения в реакторе СМ при размещении ТВС типа 184.10 в ячейках 83 (выгорание 22.7%) и 84 (выгорание 20.4%)

облучательных устройств для накопления трансурановых элементов. На рисунке 4 показаны результаты расчетов для одного из реализованных вариантов.

Из представленных результатов следует, что данный вариант компоновки активной зоны обеспечивает непревышение эксплуатационных пределов по максимальным тепловым нагрузкам на твэл.

Для подтверждения достоверности полученных данных по распределению энерговыделения провели независимый расчет выбранной компоновки активной зоны реактора с использованием другой расчетной модели реактора – математического имитатора IMCOR_SM [5]. Эта модель базируется также на коде MCU, но позволяет учитывать профиль выгорания топлива внутри ТВС. При расчетах использовалась модель активной зоны с гомогенизованным по выделенным зонам (см. рис. 3) материальным составом ТВС и гетерогенным заданием двух ТВС типа 184.10, стоящих рядом с центральной полостью (рис. 3). Кроме того, в этой серии расчетов исследовали влияние на распределение энерговыделения в ТВС типа 184.10 азимутального расположения ампул с облучаемыми материалами относительно направления на центральную нейтронную ловушку.

Результаты определения профиля энерговыделения, полученные разными сотрудниками по различным математическим моделям, оказались близки. Кроме того, получено, что азимутальная ориентация облучаемых ампул в пределах погрешности расчетов не влияет на мощность максимально напряженного твэла. Эти данные позволили загружать облучательные устройства в каналы ТВС без контроля азимутальной ориентации, что упростило процедуру перегрузки.

Для обоснования безопасности реактора СМ при реализации компоновки активной зоны с «малой ловушкой» требовалось выполнить также теплогидравлические расчеты. Задачи этих расчетов заключались в оценке влияния перераспределения расходов теплоносителя из-за наличия «малой ловушки» по ячейкам активной зоны на эффективность теплосъема в ТВС и определении температурных режимов охлаждения ампул в облучательном устройстве

Расчет гидравлических параметров активной зоны и устройства для облучения ампул проводили по коду RELAP5/mod3.2 . Результаты расчетов показали, что

- выбранная конструкция устройства для облучения ампул с трансурановыми элементами обеспечивает безопасные тепловые нагрузки и отсутствие подкипания на стенках мишней;
- расчетная максимальная температура сердечника мишени из алюминиевого сплава ($\sim 350^{\circ}\text{C}$) далека от температуры плавления ($\sim 650^{\circ}\text{C}$);
- рассмотренные варианты компоновок активной зоны обеспечивают непревышение эксплуатационных пределов по максимальным тепловым нагрузкам на твэл для всех ячеек активной зоны;
- установка двух ТВС типа 184.10 в геометрии «малая ловушка» приводит к благоприятному для твэлов активной зоны перераспределению расхода теплоносителя, так как часть расхода теплоносителя от ТВС с экспериментальными каналами перераспределяется на остальные ячейки активной зоны, улучшая при этом теплосъем с твэлов активной зоны.

Для экспериментального подтверждения перспективности предлагаемого компоновочного решения активной зоны реактора СМ провели исследования на критической сборке – физической модели реактора. Целью исследований было получение исходных данных для обоснования безопасности эксплуатации реактора и подтверждения расчетных результатов. При этом решали следующие задачи:

- определение распределения энерговыделения по твэлам ТВС, образующих «малую ловушку»;
- определение эффектов реактивности от загрузки ТВС 184.10 в активную зону и облучательного устройства в экспериментальный канал ТВС;
- исследование изменения эффективности рабочих органов (РО) СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны реактора СМ при замене штатных ТВС без экспериментального канала на ТВС типа 184.10.

Для проведения измерений распределения энерговыделения по сечению исследуемой ТВС на критической сборке реактора СМ использовали разборные топливные сборки. Относительное энерговыделение в твэлах измеряли по g -активности осколков деления ^{235}U , образующихся при облучении. Распределение энерговыделения по сечению ТВС получали путем нормировки измеренных значений активности твэлов на среднюю активность всех твэлов ТВС. Для определения распределения энерговыделения по сечению исследуемых ТВС были проведены несколько активаций, отличающихся загрузкой топлива в твэлах ТВС типа 184.10. На рисунке 5 представлены результаты одного из измерений.

При определении реактивностных характеристик на критсборке использовали известные методы асимптотического периода, перекомпенсации с известной реактивностью и методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики, реализованные в реактиметре. Все используемые экспериментальные методики измерения нейтронно-физических характеристик аттестованы. Погрешность измеряемых реактивностных характеристик не превышает $\pm 6\%$.

Эффект реактивности от установки ТВС 184.10 и загрузки в канал ТВС ампулы с образцами определяли по изменению положения предварительно отградуированных компенсирующих органов в критсостоянии. Запас реактивности и эффективность органов СУЗ измеряли для состояний активной зоны, отличающихся заполнением ячеек 83, 84 (ТВС типа 184.10 с макетами ОУ в каналах, штанная ТВС типа 184.08, вода).

В результате экспериментальных исследований профиля энерговыделения в ТВС, образующих «малую ловушку», получили, что максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения по сечению ТВС типа 184.10 в ис-

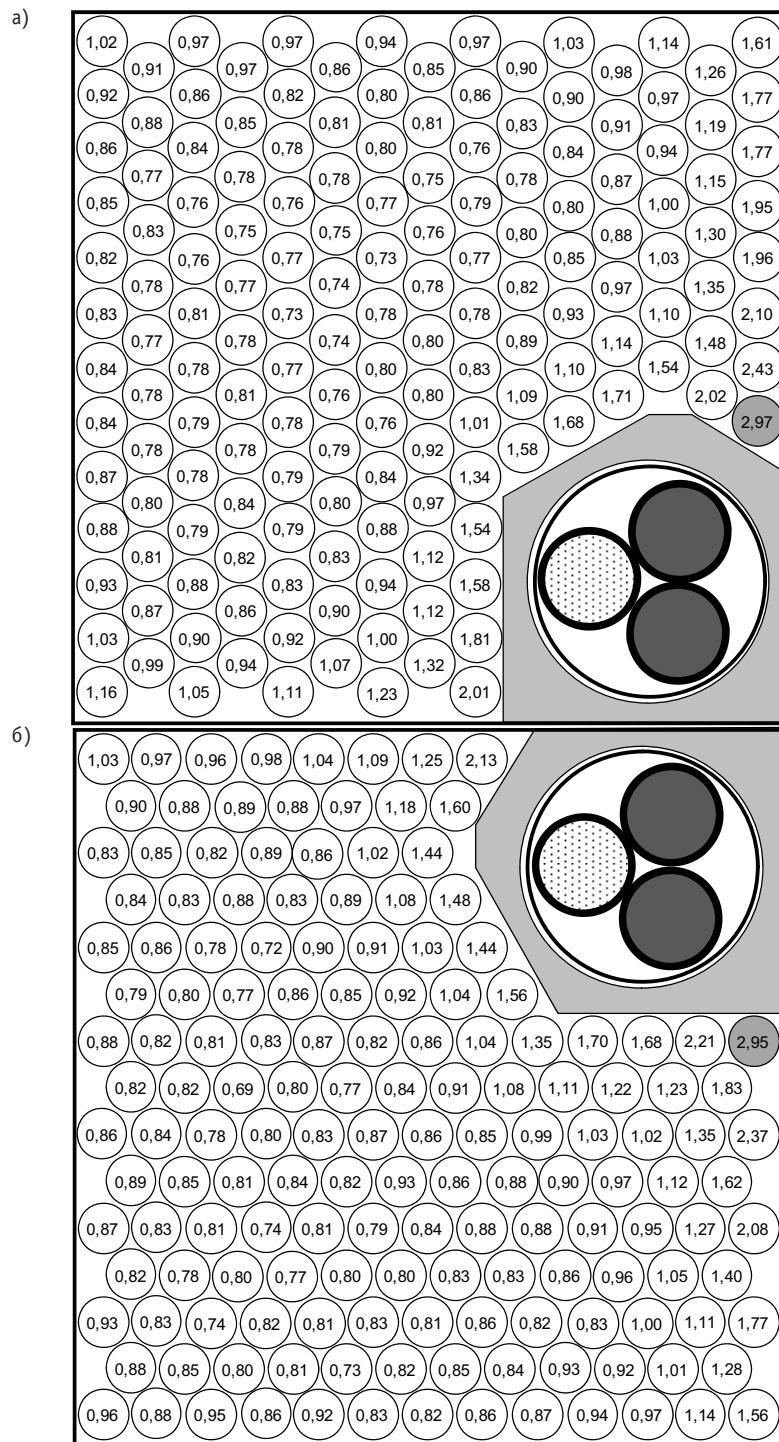


Рис. 5. Распределение энерговыделения в относительных единицах по твэлам разборных ТВС типа 184.10: а) – ячейка 83 – 5 г ^{235}U на твэл; б) – ячейка 84 – 6 г ^{235}U на твэл

следуемой компоновке активной зоны не превышают 3,0. Это значение выше (в 1,15 раза) значения коэффициента неравномерности энерговыделения по сечению «свежей» штатной ТВС типа 184.08, установленной в ячейку, прилегающую кней-

тронной ловушке. Тем самым результаты экспериментов подтвердили ранее полученные расчетные данные о недопустимости загрузки «свежих» ТВС типа 184.10 в геометрии «малая ловушка». Для обеспечения безопасности эксплуатации реактора в предложенном варианте компоновки активной зоны необходимо предварительно облучить ТВС с экспериментальными каналами в других ячейках до выгорания не менее 10%. Кроме этого, необходимо проводить прецизионный расчет энерговыделения в твэлах ТВС с учетом планируемой загрузки активной зоны реактора и компоновки облучательного устройства.

Результаты измерения эффективности стержней АЗ показали, что при замене штанных ТВС типа 184.08 в ячейках 83, 84 на ТВС 184.10 с ОУ в экспериментальных каналах

- суммарная эффективность РО АЗ уменьшается в 1,1 раза;
- суммарная эффективность РО КО практически не меняется, но перераспределяется между рабочими органами;
- запас реактивности уменьшается на $0,8 \beta_{\text{зф}}$ (в 1,14 раза).

Результаты определения эффективности компенсирующих органов (КО) в зависимости от заполнения ячеек 83 и 84 представлены в табл. 2

Таблица 2

Эффективность КО и подкритичность активной зоны критсборки реактора СМ

№ ячейки и ее заполнение	Глубина ввода КО в активную зону, мм	Эффективность, $\beta_{\text{зф}}$					Подкритичность, $\beta_{\text{зф}}$
		KO-1	KO-2	KO-3	KO-4	сумма	
Ячейка 84 – разборная ТВС 184.10 (5 г ^{235}U на твэл) с макетом ОУ							
83 – вода	163	2,55	1,99	2,59	2,98	10,11	3,98
83 – ТВС 184.10 с макетом ОУ	228,5	2,58	3,05	3,03	2,61	11,26	2,03
83 – штатная ТВС 184.08	245,5	2,54	3,27	3,11	2,54	11,47	1,61
Ячейка 83 – разборная ТВС 184.10 (5 г ^{235}U на твэл) с макетом ОУ							
вода	163	2,74	2,55	2,01	2,74	10,05	3,95
84 – ТВС 184.10 с макетом ОУ	229	2,58	3,12	3,02	2,61	11,33	2,04

Из данных таблицы следует, что эффект реактивности от загрузки

- ТВС 184.10 (в канале – макет ОУ) в ячейках 84 и 83 практически совпадает и по изменению подкритичности не превышает $1,96\beta_{\text{зф}}$;
- штатной ТВС 184.08 (без экспериментальных каналов) в ячейке 83 по изменению подкритичности не превышает $2,37\beta_{\text{зф}}$;
- в центральную ячейку реактора ТВС 184.10 меньше на $0,4\beta_{\text{зф}}$ эффекта от загрузки в эту же ячейку штатной ТВС 184.08.

Эффект реактивности от загрузки макета ОУ в экспериментальный канал типа ТВС 184.10 отрицателен и составил $0,15\beta_{\text{зф}}$ для одного устройства.

Для оценки продолжительности кампании реактора СМ при наличии «малой ловушки» были проведены расчеты с использованием имитатора IMCOR_SM.

Для прогнозирования длительности кампании использовали расчетные значения запаса реактивности на выгорание во временных точках планируемой кампании 8, 10 и 12,3 суток с учетом систематического отклонения среднего значения

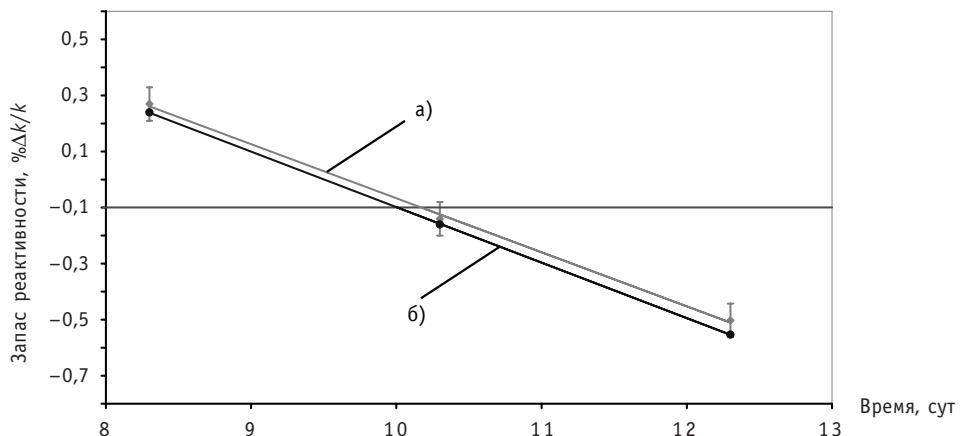


Рис. 6. Значения запаса реактивности, полученные в двух планируемых вариантах компоновки (*а* и *б*) активной зоны

реактивности в расчете предыдущих кампаний, равного $-0,1\%\Delta k/k$. По трем точкам методом наименьших квадратов строилась прямая и по пересечению этой прямой отметки $-0,1\%\Delta k/k$ находилась прогнозируемая длительность кампании (рис. 6).

Расчетная продолжительность кампании при наличии «малой ловушки» в планируемых вариантах компоновки активной зоны составила около 10-ти суток, что позволяет обеспечить выполнение утвержденного графика работы реактора, т.е. не требуется применение специального алгоритма перегрузок ТВС и исходя из результатов этой серии расчетов не предполагается значимого увеличения расхода топлива при эксплуатации реактора в компоновке с «малой ловушкой».

По результатам выполненных расчетно-экспериментальных исследований подготовлено и согласовано с органами Ростехнадзора «Обоснование безопасности эксплуатации реактора СМ-3 с дополнительным экспериментальным объемом на границе нейтронной ловушки, образованном установкой двух ТВС 184.10 в центральные ячейки активной зоны». Предложенная компоновка активной зоны реализована. Облучение материалов в «малой ловушке» проводилось в течение всего 2009 г.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991.
2. Краснов Ю.А., Малков А.П., Рязанов Д.К. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки//Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 2. – С. 63-69.
3. Малков А.П., Петелин А.Л., Романов Е.Г. Способ загрузки активной зоны исследовательского ядерного реактора для создания облучательных объемов с высокой плотностью потока нейтронов/Заявка на изобретение № 2009130136, Приоритет от 05.08.09.
4. Gomin E., Maiorov L. The MCUMonte Carlo Code for 3D Depletion Calculation/Proc. of Intern. Conf. on Math. and Comp., Reactor Phys., and Environ. Anal. in Nucl. Applic. – Madrid, 1999. – V.2. – P. 997-1006.
5. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Современная технология разработки имитаторов активных зон исследовательских реакторов для оперативного сопровождения их эксплуатации//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. – 2005. – Вып. 1. – С. 92-99.

Поступила в редакцию 21.05.2010

ИЗМЕНЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ ПРИ ИЗМЕНЕНИИ ПОЛОЖЕНИЯ РЕГУЛИРУЮЩИХ ОРГАНОВ

А.В. Клинов*, В.А. Старков*, Ю.Б. Чертков**

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

**Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
г. Томск



Приводятся результаты расчетов нейтронно физических характеристик реактора СМ при различных положениях регулирующих органов. Получены зависимости коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС, максимальной плотности теплового потока на поверхности твэла и плотности потока тепловых нейтронов в объемах облучения от взаимного положения центрального (ЦКО) и периферийных компенсирующих органов (КО). Исследована зависимость годового флюенса в объемах облучения и плотности теплового потока от последовательности извлечения регуляторов. Определено влияние петлевых и ампульных каналов большого диаметра на распределение энерговыделения в модернизированной активной зоне.

Ключевые слова: энерговыделение, плотность теплового потока, тепловыделяющая сборка (ТВС), коэффициент неравномерности распределения энерговыделения, орган регулирования, плотность потока нейтронов, флюенс нейтронов.

Key words: heat rate, thermal flux density, fuel assembly (FA), non-uniformity coefficient of the heat rate distribution, control rod, neutron flux density, fluence.

ВВЕДЕНИЕ

Для решения главных задач стратегии развития атомной энергетики России требуется проведение ряда НИОКР по усовершенствованию топливного цикла действующих АЭС, продлению ресурса, повышению безопасности. Новые задачи выдвигаются в связи с тем, что, как теперь уже очевидно, АЭС с легководными реакторами третьего поколения будут эксплуатироваться и во второй половине XXI в. Ставится задача обеспечения продления ресурса действующих энергоблоков до 60-ти лет, а время пребывания топлива в активной зоне – до пяти лет. Большой объем испытаний и исследований должен быть проведен в исследовательских реакторах, причем с обеспечением не только близких к рабочим условий экспериментов, но и высоких темпов набора нейтронного флюенса, а также накопления трансмутантов в облучаемых материалах. В реакторе СМ давно проводятся высокодозные облучения. Для их организации используются следующие его особенности:

© А.В. Клинов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертков, 2010

- в отличие от других исследовательских реакторов с водяным охлаждением активная зона реактора характеризуется жестким нейтронным спектром и высоким удельным энерговыделением, поэтому скорость повреждения материалов быстрыми нейтронами в облучательных ячейках топливной части близка к скорости повреждения в реакторах на быстрых нейтронах;
- в отличие от исследовательских реакторов на быстрых нейтронах с охлаждением натрием, для которых характерны высокая температура теплоносителя, сложность обеспечения водной среды в облучательном объеме и малая доступность экспериментальных устройств, в реакторе СМ возможно организовать инструментованные облучения материалов в режимах, соответствующих условиям их работы в реакторах ВВЭР, PWR;
- в активной зоне реактора наряду с нейтронами высоких энергий присутствуют нейтроны с меньшими, вплоть до тепловой, энергиями, что позволяет параллельно с накоплением повреждающей дозы накапливать ядра-трансмутанты, обеспечивая нужное соотношение скоростей этих процессов.

Имеющиеся в реакторе ампульные облучательные каналы малого (~ 12 мм) диаметра в специальных топливных сборках с высотой активной части 350 мм используются, в основном, для накопления отдельных радионуклидов и, в ограниченных случаях, для облучения образцов материалов ядерных и термоядерных реакторов при плотности потока нейтронов с энергией $E \geq 0,1$ МэВ $2 \cdot 10^{15}$ см $^{-2} \cdot$ с $^{-1}$. Такие размеры каналов не позволяют использовать достоинства реактора в полной мере из-за отсутствия возможности размещать облучательные устройства с большим числом образцов, регулировать температурный и водно-химический режимы, использовать необходимую инструментовку. В связи с появлением потребности в увеличении повреждающей дозы в образцах материалов водоохлаждаемых реакторов до 100 сна и больше, обеспечивая ее в инструментированных и регулируемых устройствах исследовательских реакторов, было решено провести модернизацию активной зоны реактора СМ с целью размещения в ее объеме каналов облучения большого диаметра [1].

Модернизация активной зоны должна обеспечить возможность проведения длительных облучений, в том числе в инструментированных устройствах большого диаметра, при скорости повреждения до 20 сна в год, скорости наработки гелия в диапазоне до 500–1000 артм в год, при температурах до 350°C и в заданном водно-химическом режиме. Для ее достижения в топливной части активной зоны необходимо разместить один-два петлевых канала Ø63 мм, четыре ампульных канала Ø25 мм при сохранении 24 имеющихся каналов Ø12 мм и без принципиальных изменений конструкции основных компонентов реактора, петлевых установок и технологических систем. Пути восполнения дефицита топлива и, как следствие, оперативного запаса реактивности при размещении дополнительных облучательных объемов вместо части твэлов общезвестны и заключаются в повышении концентрации ^{235}U в топливной композиции и(или) снижении вредного поглощения нейтронов в объеме активной зоны. На первом этапе был запланирован переход на использование ТВС с чехлом из сплава 110 вместо нержавеющей стали и с твэлами, содержание ^{235}U в которых повышенено с 5 до 6 г на твэл без изменения других характеристик. На рисунке 1 представлены картограммы активной зоны СМ.

Плотность потока тепла с поверхности твэлов в реакторе достигает 15 МВт/м 2 (среднее значение по периметру твэла), а коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по объему $K_v \sim 5.6$; при близком к максимальному значению плотности потока тепла на поверхности твэлов имеет место кипение воды. Оно определяет эксплуатационные запасы и теплотехническую надежность актив-

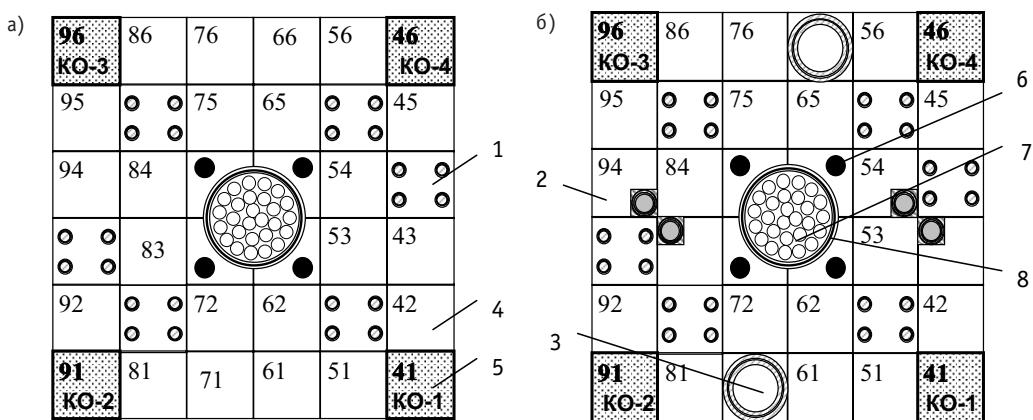


Рис. 1. Схемы эксплуатируемой а) и базовой модернизированной б) активных зон реактора СМ:
1 – топливная сборка с ампульными каналами (АК) $\varnothing 12$ мм; 2 – топливная сборка с ампульными
каналами $\varnothing 25$ мм; 3 – экспериментальный петлевой канал (ЭПК) $\varnothing 63$ мм; 4 – топливная сборка;
5 – компенсатор реактивности (КО); 6 – стержень аварийной защиты (А3); 7 – центральный
замедляющий блок (ЦЗБ); 8 – центральный компенсатор реактивности (ЦКО)

ной зоны при работе реактора на номинальной мощности. Общим для всех высоконапряженных активных зон с большой гетерогенностью и большим недогревом теплоносителя служит то, что одним из основных факторов, ограничивающих мощность твэла в них, является кризис теплоотдачи. Все это обуславливает важность задачи детального исследования распределения энерговыделения в активной зоне реактора СМ, его изменения при перемещении органов СУЗ и изменении компоновки активной зоны при ее модернизации, так как для этого реактора проблема стоит наиболее остро из-за компактности активной зоны, сочетающейся с высокой плотностью мощности.

Основная трудность, возникающая при формулировке стандартной задачи о моделировании распределения энерговыделения и проведении сравнительного анализа характеристик, связана с использованием в реакторе режима частичных перегрузок топлива, который вносит большую неопределенность в распределение топлива по активной зоне в начале кампании. Ранее, в условиях штатной компоновки при неизменном числе рабочих ТВС в активной зоне задача определения номера ячейки с максимальной величиной плотности мощности в топливе и ее значения носила разовый характер и решалась путем измерения на физмодели или расчета максимального значения энерговыделения в топливной сборке с необлученным топливом, которая последовательно устанавливалась в различные ячейки активной зоны. При этом предполагалось, что распределение выгорания топлива по объему активной зоны равномерное.

Учитывая то, что выгорание топлива в ТВС ближайшего окружения сборки с необлученным топливом оказывает заметное влияние на максимальное значение энерговыделения, а также необходимость работы реактора с различным числом рабочих тепловыделяющих сборок (в зависимости от числа установленных петлевых каналов), при определении базового распределения выгорания топлива в начале кампании в данной работе был применен другой подход. Он основан на моделировании большого числа загрузок, реализованных на реакторе, и выборе компоновок, которые характеризовались наибольшей неравномерностью распределения энерговыделения в активной зоне. При таком подходе требуется программное обеспечение, позволяющее проводить детальный (потвэльный) расчет энерговыделения и выгорания топлива в процессе кампании реактора.

Задачей работы было исследование а) изменения поля энерговыделения в процессе выгорания топлива при движении органов регулирования в активной зоне штатной компоновки; б) влияния на распределение плотности мощности в топливе изменения компоновки активной зоны.

Положение ЦКО и КО влияет не только на распределение энерговыделения по активной зоне, но и на плотность потока нейтронов в облучательных устройствах (ОУ). Поэтому в работе сделана попытка установления оптимального режима движения регуляторов реактора с целью снижения плотности мощности в твэлах для повышения эксплуатационных запасов при минимальном снижении плотности потока нейтронов в облучаемых образцах.

Предварительно было проведено моделирование около 15-ти компоновок активной зоны, реализованных на реакторе, и в соответствии со сформулированной выше методикой выбраны распределения выгорания топлива на начало кампаний, наиболее напряженных с точки зрения достигнутой в них плотности теплового потока с поверхности твэлов [2, 3]:

- кампания, проведенная с 23.01.01 по 03.02.01;
- кампания, проведенная с 25.04.01 по 05.05.01.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И МЕТОДИКА РАСЧЕТА

При проведении нейтроннофизических расчетов была использована программа MCURFFI/A [4], предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом МонтеКарло на основе оцененных ядерных данных для систем с произвольной трехмерной геометрией. Вместе с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 программа аттестована ГАН России (регистрационный номер паспорта аттестации 61 от 17.10.96) для расчета критичности широкого класса размножающих нейтроны систем с топливом из низко- и высокообогащенного урана, плутония и замедлителями водным, тяжеловодным, графитовым, гидридциркониевым и другими. Программа с разработанной для этих исследований полномасштабной расчетной моделью реактора позволяет рассчитывать распределения энерговыделения, плотность потока нейтронов в каждом твэле с учетом положения органов регулирования. Модель была тестирована на большом объеме экспериментальных данных по распределениям энерговыделения и продуктов деления в твэлах реактора СМ [5].

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

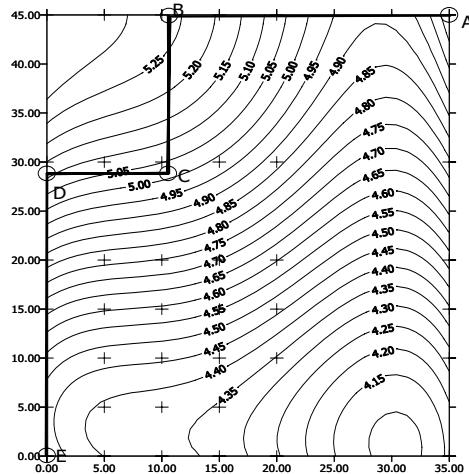
Параметры распределения энерговыделения в активной зоне

На рисунке 2 показаны линии одинаковых максимальных значений мощности ТВС при разных положениях регуляторов, полученные аппроксимацией результатов расчета характеристик вариантов компоновки методом наименьших квадратов.

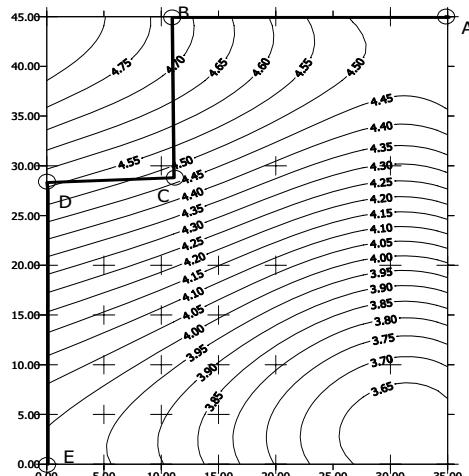
При погружении ЦКО и извлечении КО максимальное значение мощности ТВС уменьшается и поле энерговыделения по активной зоне выравнивается. Изменение положения КО гораздо сильнее сказывается на распределении мощности между ТВС, чем положения ЦКО. При регламентном извлечении стержней регулирования максимальные значения мощности ТВС достигаются, когда регуляторы занимают следующие положения: ЦКО – 110 мм; КО – 450 мм (точка В) и ЦКО – 0 мм; КО – 280 мм (точка Д).

На рисунке 3 показаны линии одинакового уровня для значений максимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения по сечению ТВС, получаемых при разных положениях регуляторов.

Из рисунков видно, что изменение положения КО гораздо слабее влияет на ве-



а) кампания от 23.01.01



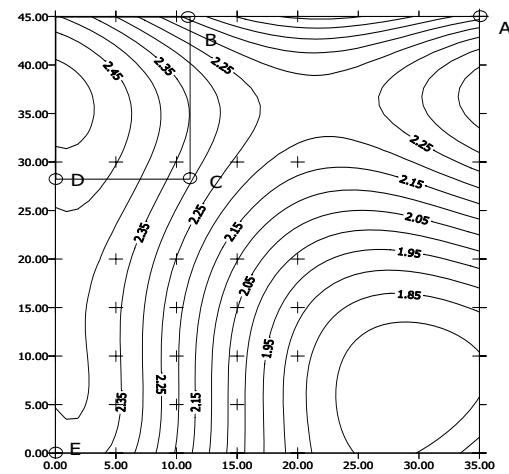
б) кампания от 25.04.01

Рис. 2. Линии одинаковых значений максимальной мощности ТВС (МВт) при изменении положения регуляторов КО (ось Y, см) и ЦКО (ось X, см). Линия ABCDE соответствует регламентному порядку извлечения регуляторов

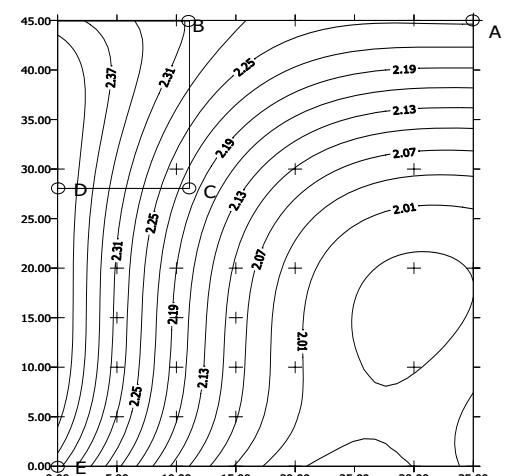
личину коэффициента неравномерности энерговыделения по сечению ТВС по сравнению с изменением положения ЦКО. Максимальные значения коэффициента неравномерности также достигаются в точках В и Д при регламентном извлечении регуляторов. Максимальные мощность ТВС и значение коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по сечению сборки в обеих кампаниях достигаются в ячейке 54 (см. рис. 1), где установлена сборка с необлученным топливом.

Влияние порядка извлечения регуляторов на характеристики активной зоны при выводе реактора на мощность и в первые сутки работы

На рисунке 4 показаны линии одинаковых значений максимальной плотности теплового потока, полученные путем аппроксимации результатов расчета мето-

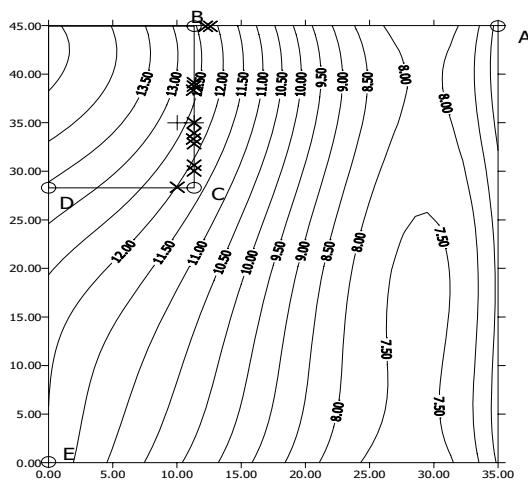


а) кампания от 23.01.01

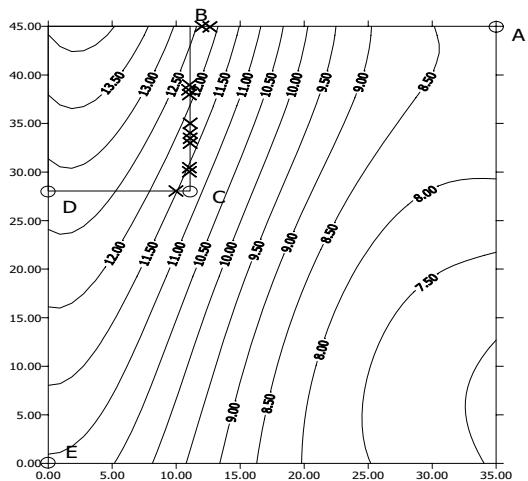


б) кампания от 25.04.01

Рис. 3. Линии одинаковых значений максимального коэффициента неравномерности энерговыделения по сечению ТВС при изменении положения регуляторов КО (ось Y, см) и ЦКО (ось X, см). Линия ABCDE соответствует регламентному порядку извлечения регуляторов



а) кампания от 23.01.01



б) кампания от 25.04.01

Рис. 4 Линии одинаковых значений максимальной плотности теплового потока на поверхности твэла (MBt/m^2) при различных положениях регуляторов КО (ось Y, см) и ЦКО (ось X, см). Линия ABCDE соответствует регламентному порядку извлечения регуляторов. Точки, отмеченные знаком «х», – положения регуляторов в моменты достижения номинальной мощности

по 25.04.01 г.), для наглядности отмечены на рис. 4 знаком «х». Из рисунка видно, что через точку В при номинальном уровне мощности в своем движении регуляторы проходят в небольшом числе кампаний (в двух кампаниях из 14), через точку Д – во всех кампаниях. Кроме того, как видно из рисунка максимальная плотность теплового потока в точке Д несколько больше (на 1 – 1,5 MBt/m^2), чем в точке В. Таким образом, если поставить задачу снижения максимальной плотности теплового потока путем изменения регламентного порядка извлечения регуляторов, то она может решаться с помощью поиска путей обхода снизу точки Д без изменения порядка извлечения стержней на участке АВС.

дом наименьших квадратов. Несмотря на некоторое различие характера кривых на рис. 4а) и б) наблюдаются следующие общие черты:

- максимумы рассмотренных распределений находятся в верхнем левом углу (ЦКО – 0 см, КО – 45 см), а минимумы – в противоположной стороне (ЦКО – 35 см, КО – 0 см);
- при регламентном извлечении регуляторов максимальные значения плотности теплового потока достигаются, как и для максимальной мощности ТВС, в точках В и Д (см. рис. 2);
- на участке CD плотность теплового потока увеличивается на ~1.5 MBt/m^2 и в точке Д достигает максимальных значений за кампанию.

ЦКО извлекается из активной зоны в первоочередном порядке в связи с необходимостью обеспечить максимальный флюенс нейтронов для мишенией, облучаемых в центральной замедляющей полости, за кампанию.

Как правило, при выводе на мощность после перегрузки реактор находится в состоянии нестационарного отравления. Поэтому до момента выхода на номинальный уровень мощности оперативный запас реактивности может менять знак произвольной по времени и увеличиваться (табл. 1.)

Однако после выхода на номинальную мощность стержни перемещаются только вверх. Положения регуляторов, при которых достигается номинальный уровень мощности реактора (14 кампаний с 19.10.00 г.

Таблица 1

Положение регуляторов при выводе реактора на мощность

Мощность, МВт	Кампания от 23.01.01		Кампания от 25.04.01	
	КО	ЦКО	КО	ЦКО
5	138	0	280	100
25	170	0	300	110
50	200	0	340	110
75	250	0	370	110
80	280	0	390	110
85	258	110	395	110
90	300	110	390	110
90 (через 4 ч)	285	110	325	110

На рисунке 5 приведены некоторые из возможных схем движения регуляторов, с помощью которых можно было бы решить эту задачу и обеспечить непревышение допускаемого регламентом значения плотности теплового потока в точке Д или до нее.

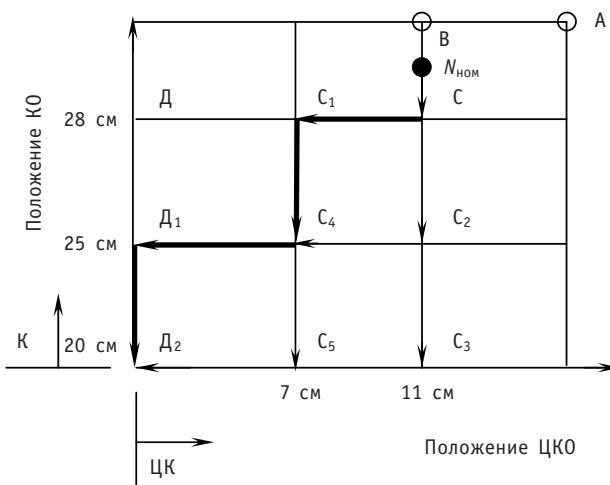


Рис. 5. Возможные схемы извлечения регуляторов: ○ ● – точки, соответствующие положению регуляторов при достижении номинального уровня мощности

В соответствии с этим рисунком возможны следующие варианты движения регуляторов:

1	C	C ₁	D	D ₁	D ₂ – штатная схема движения регуляторов
2	C	C ₁	C ₄	D ₁	D ₂
3	C	C ₂	C ₄	D ₁	D ₂
4	C	C ₁	C ₄	C ₅	D ₂
5	C	C ₂	C ₄	C ₅	D ₂
6	C	C ₂	C ₃	C ₅	D ₂
7	C	D ₂			– по прямой, соединяющей эти точки.

Переход на отличный от штатного порядок извлечения регуляторов приведет к увеличению времени нахождения ЦКО в активной зоне при движении от уровня

110 мм до нуля. Это в свою очередь может уменьшить среднюю за кампанию плотность потока нейтронов и флюенс для образцов в облучательных объемах ловушки и увеличить соответствующие показатели для каналов в отражателе. Таким образом, задача выбора последовательности извлечения регуляторов является оптимизационной.

На рисунке 6 приведены расчетные диаграммы изменения максимальной плотности теплового потока на поверхности твэлов для двух вариантов режима извлечения регуляторов в процессе кампании, начатой 23.01.01:

- близком к штатному С (11; 30.5 см) С₁-Д-Д₁-Д₂ (0; 20 см), реализованному в указанной кампании;
- по диагонали С (11; 30.5 см) Д₂ (0; 20 см) рис. 5 (практически это может быть реализовано при поочередном извлечении ЦКО и КО ступенями по 1–3 см).

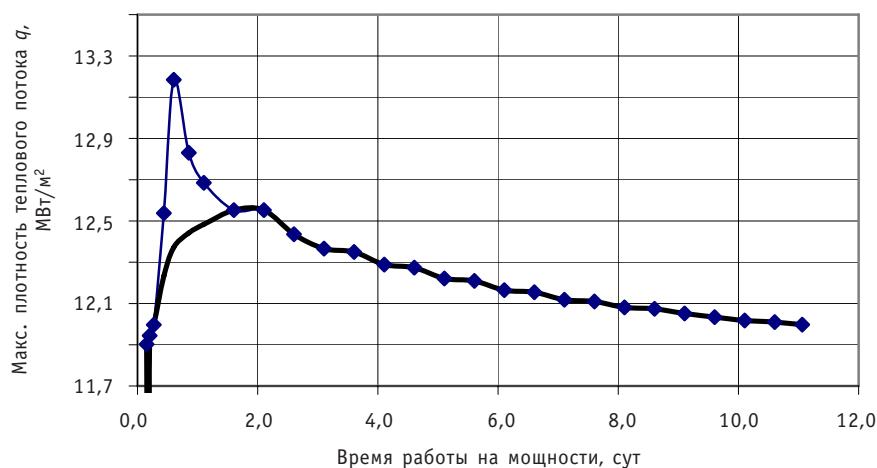


Рис. 6. Расчетные диаграммы изменения максимальной плотности теплового потока на поверхности твэлов в процессе кампании от 23.01.01 для двух вариантов режима извлечения регуляторов:
 ◆ – последовательность извлечения регуляторов соответствует регламенту;
 — – последовательность извлечения регуляторов соответствует прямой СД₂

Полученные результаты показывают, что при регламентной последовательности извлечения регуляторов после выхода на номинальный уровень мощности в течение ~0.5 сут наблюдается пиковое увеличение плотности теплового потока, обусловленное извлечением ЦКО на участке 11 – 0 см. Обход точки Д (ЦКО – 0 см, КО – 28 см), показанной на рис. 5, по любому из предложенных выше маршрутов позволяет уменьшить значение плотности теплового потока на 0.3–0.6 МВт/м².

Наименьшие потери в наборе флюенса образцами в ЦЗБ достигаются при использовании режима извлечения регуляторов №2 – С-С₁-С₄-Д₁-Д₂ (на рис. 5 выделен жирной линией) или №7 (поочередное извлечение ЦКО и КО ступенями по 1–3 см с переходом из точки С в точку Д₂ по линии, близкой к прямой). Эти потери составляют не более 0,1% за кампанию. При этом максимальная плотность теплового потока могла бы быть снижена

- с 13.2 до 12.6 МВт/м² – в первую из рассмотренных кампаний и
- с 12,7 до 12.2 МВт/м² – во вторую.

При использовании режима 4, С-С₁-С₄-С₅-Д₂, обеспечивается непревышение значения плотности теплового потока, достигаемого в точке В (12,5 МВт/м²). Однако потери флюенса тепловых нейтронов за кампанию в образцах в ЦЗБ увеличиваются до 0,9–1,3%.

Влияние перекомпоновки активной зоны на распределение энерговыделения

При расчетах характеристик модернизированной активной зоны (см. рис.16)) предполагали, что вновь организованные экспериментальные объемы в активной зоне заполнены смесью из железа (70%) и воды (30%); алгоритм частичных перегрузок топлива в модернизированной активной зоне не должен принципиально отличаться от того, который реализуется в существующей активной зоне. Поэтому распределение выгорания в ней тоже будет аналогично существующему. Сравнительные расчеты характеристик штатной и модернизированной активных зон были проведены для распределения выгорания топлива по ячейкам на начало кампании реактора, реализованной с 23.01.01 по 03.02.01.

В результате расчетов показано [6], что при переходе от штатной к модернизированной активной зоне реактора СМ основные изменения плотности теплового потока на поверхности твэлов связаны с уменьшением общего числа твэлов. При уменьшении номинального значения мощности реактора с модернизированной активной зоной до 91,7 МВт (среднее объемное энерговыделение 2 МВт/л) этот параметр снижается до первоначального значения (13,5 МВт/м²).

При переходе к модернизированной активной зоне коэффициент неравномерности энерговыделения по сечению ТВС увеличивается примерно на 20% в ячейках, расположенных рядом с экспериментальными петлевыми каналами (это не является ограничивающим мощность фактором), и практически не изменяется ($\pm 6\%$) в остальных ячейках. Азимутальный коэффициент неравномерности энерговыделения вокруг облучательных ампульных каналов Ø10 и 25 мм составляет 1,15 и 1,24 соответственно.

При анализе распределения максимальной плотности теплового потока по ячейкам реактора отмечено, что максимальные значения этого параметра наблюдаются в ТВС с выгоранием 0–10%, расположенных в прилегающих к центральному замедляющему блоку ячейках.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- С использованием методики потвэльного расчета энерговыделения с учетом выгорания топлива проведено детальное исследование характеристик поля энерговыделения по сечению активной зоны и ТВС реактора СМ в зависимости от положения органов регулирования при регламентной последовательности извлечения регуляторов.

- Исследованы зависимости максимальной плотности теплового потока и флюенса тепловых нейтронов за кампанию в объемах облучения ЦЗБ и отражателя от режима извлечения регуляторов в первые несколько суток работы реактора на номинальной мощности. Предложены варианты изменения регламента извлечения регуляторов ЦКО и КО с целью уменьшения максимального значения плотности теплового потока в активной зоне реактора.

- Получены характеристики поля энерговыделения в базовой компоновке модернизированной активной зоны. Показано, что

- максимальное значение коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС увеличивается на ~20% для ячеек 56, 81, расположенных рядом с петлевыми каналами (это не является фактором, ограничивающим мощность), и практически не изменяется ($\pm 6\%$) в остальных ячейках; максимальные значения азимутальных коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения вокруг ампульных каналов Ø12 и 25 мм составляют 1.15 и 1.24;

– значение максимальной плотности теплового потока в модернизированной активной зоне на 10–12% превышает соответствующее значение для существующей при неизменной мощности реактора и обусловлено уменьшением общего количества твэлов в активной зоне. При уменьшении номинального значения мощности модернизированного реактора от 100 до 91.7 МВт этот параметр снижается до прежнего уровня, что следует рассматривать как плату за расширение облучательных возможностей.

Литература

1. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В., Чертков Ю.Б. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения//Атомная энергия. – 2002. – Т. 93. – № 3. – С. 167.
2. Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. и др. Анализ изменения распределения энерговыделения в активной зоне реактора СМ в зависимости от ее компоновки/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – Димитровград, 2004. – С. 23–25.
3. Бестужева И.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б., Чекалкин С.И. Исследование нейтронно-физических параметров активной зоны реактора СМ при изменении положения регулирующих органов/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – Димитровград, 2003. – С. 23–25.
4. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте Карло нейтроннофизических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5.– М.:ИАЭ, 1994.
5. Чертков Ю.Б., Старков В.А., Бестужева И.В., Чекалкин С.И. Усовершенствованная расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – Димитровград, 2004. – С.17–19.
6. Бестужева И.В., Старков В.А., Чекалкин С.И., Чертков Ю.Б. Исследование распределения энерговыделения в модернизированной активной зоне реактора СМ/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – Димитровград, 2002. – С.15–17.

Поступила в редакцию 8.04.2010

ИЗМЕНЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА СМ ПРИ ПЕРЕГРУЗКАХ ТОПЛИВА И В ПРОЦЕССЕ КАМПАНИИ

А.В. Клинов*, В.В. Пименов*, В.А.Старков*, Ю.Б. Чертков**

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

**Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
г. Томск



Предложен методический подход к определению максимальных достигаемых тепловых нагрузок в ТВС при использовании режима частичных перегрузок, основанный на результатах детального расчетного моделирования изменения распределения энерговыделения по объему активной зоны в реакторе СМ. На статистически значимом объеме эксплуатационных данных определены характеристики распределения энерговыделения по активной зоне, включая максимальные значения плотности теплового потока с поверхности твэлов. Исследовано влияние различных факторов на распределения энерговыделения при перегрузках и в процессе кампании реактора. Показана возможность применения предложенного методического подхода к уточнению гидропрофилирования активной зоны.

Ключевые слова: энерговыделение, плотность теплового потока, перегрузка топлива, тепловыделяющая сборка (ТВС), коэффициент неравномерности распределения энерговыделения.

Key words: heat rate, thermal flux density, refueling, fuel assembly (FA), non-uniformity coefficient of heat rate distribution.

Высокая плотность потока нейтронов в исследовательском ядерном реакторе достигается, в основном, за счет поддержания высокой средней плотности энерговыделения в активной зоне. В реакторе СМ она сочетается с большой неравномерностью распределения энерговыделения по объему активной зоны ($K_v^{\max} \approx 5.6$). Вследствие этого твэлы работают при небольшом эксплуатационном запасе по величине плотности потока тепла на поверхности напряженного твэла (имеет место поверхностное кипение воды) и при температуре сердечника больше 500°C. Эти обстоятельства определили выбор меди в качестве материала матрицы твэла и нержавеющей стали в качестве оболочечного материала. Обоснование применения конструкционных материалов с меньшим сечением радиационного захвата нейтронов, но более низким коэффициентом теплопроводности,

например на основе циркония и алюминия, является одной из задач второго этапа модернизации активной зоны реактора СМ [1], для решения которой необходимо изучение возможности снижения неравномерности распределения энерговыделения.

Большие неравномерности энерговыделения в активной зоне этого реактора обусловлены

- использованием режима частичных перегрузок топлива, при котором в начале каждой кампании в ячейках со свежими сборками имеет место локальное увеличение (всплеск) энерговыделения, что приводит к увеличению коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по сечению активной зоны;
- большой долей возвращаемых в активную зону с жестким нейтронным спектром замедленных в ловушке и отражателе нейтронов, которые поглощаются в топливе в ближайших к границе с замедлителем областях с образованием характерных всплесков энерговыделения, обуславливающих высокие значения коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС.

Для решения задачи по снижению неравномерности распределения энерговыделения прежде всего необходимо проанализировать закономерности формирования поля энерговыделения в условиях режима частичных перегрузок топлива. По результатам такого анализа может быть выбран, например, тип выгорающего поглотителя, его концентрация, способ размещения в модернизированной активной зоне и т.д.

Определение закономерностей формирования распределения энерговыделения при перегрузках и его изменения в процессе кампании, как и в большинстве других реакторов, имеет и самостоятельное значение, которое обусловлено необходимостью формирования профиля рационального распределения расхода теплоносителя между ячейками активной зоны с точки зрения обеспечения приемлемого запаса безопасности. Максимальное значение плотности теплового потока в ТВС при режиме частичных перегрузок топлива может меняться в широких пределах, особенно в компактных и напряженных активных зонах, таких как в реакторе СМ, при заданном постоянном значении расходов воды через ячейки. Поэтому распределение расхода теплоносителя должно проводиться с детальным учетом возможных изменений в распределении энерговыделения.

Принципиальные трудности в экспериментальном определении максимального энерговыделения связаны с невозможностью моделирования на физмодели реактора всего многообразия распределения топлива (выгорания) в активной зоне в режиме частичных перегрузок. При формулировке стандартной задачи об определении максимальных тепловых нагрузок топлива в данной работе применен подход, основанный на расчетном моделировании большого статистически значимого числа загрузок, реализованных на реакторе, и выборе компоновок, которые характеризуются наибольшей неравномерностью распределения энерговыделения и наибольшими значениями плотности теплового потока. Для этого разработана прецизионная трехмерная расчетная модель активной зоны реактора с использованием кода MCU-RR [2], позволяющая проводить расчет распределения энерговыделения, плотности теплового потока на поверхности каждого твэла в процессе выгорания топлива [3]. Тестирование модели на большом объеме экспериментальных данных по распределению энерговыделения и продуктов деления в твэлах СМ показало хорошее согласие результатов расчета и эксперимента [3]. Применение этой модели открывает путь для корректного определения изменения характеристик распределения энерговыделения в процессе эксплуатации реактора.

Для анализа были выбраны 14 кампаний реактора СМ, характеризующихся, по проведенным оценкам, наибольшей неравномерностью распределения выгорания топлива после перегрузок. Расчеты были проведены как по программе [3], так и для сравнительной оценки распределения мощности ТВС по сечению активной зоны, по аппроксимационной методике [4], которая ранее была тестирована на экспериментальных данных и метрологически аттестована.

В дальнейшем часто используется понятие типовой ячейки, которое вытекает из геометрической симметрии активной зоны СМ (рис. 1).

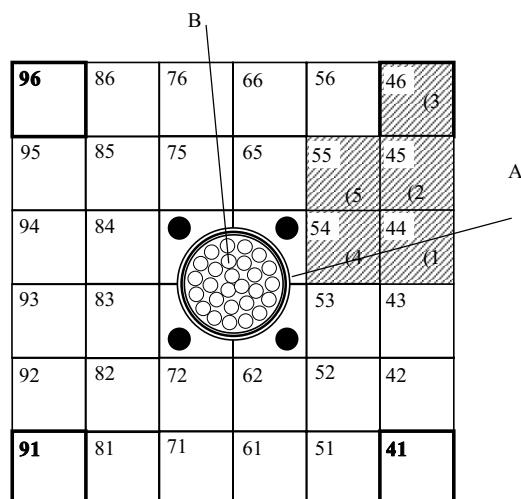


Рис. 1. Схема активной зоны реактора СМ. Цифрами (1 – 5) и штриховкой показаны типовые ячейки реактора. А – регулятор ЦКО; В – центральный замедляющий блок (ЦЗБ). В ячейках 41, 91, 96 и 46 находятся регуляторы КО-1 – КО-4 соответственно

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО СЕЧЕНИЮ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Максимальные значения мощности в начале кампании для всех типовых ячеек достаточно консервативны и слабо меняются от кампании к кампании (рис. 2).

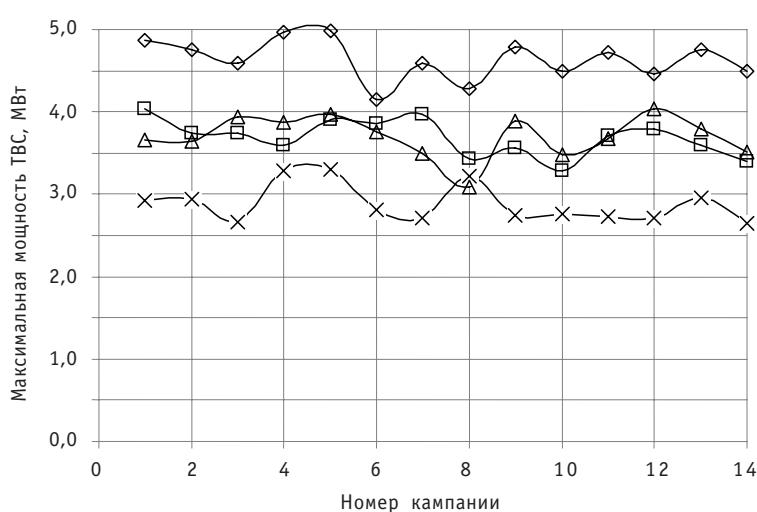


Рис. 2. Максимальная мощность ТВС в начале кампаний в типовых ячейках: □ – ячейки 1 типа; × – ячейки 2 типа; ◆ – ячейки 4 типа; Δ – ячейки 5 типа

Наибольшие значения мощности ТВС достигаются в ячейке четвертого типа – 5,01 МВт (среднее для максимальных по кампаниям значений равно 4,65 МВт, среднеквадратичное отклонение СКО = 0,24 МВт). Максимальные значения мощности ТВС в ячейках первого и пятого типа близки и равны 4,04 МВт (среднее для максимальных по кампаниям значений равно 3,70 МВт, СКО = 0,25 МВт). Максимальное значение мощности, достигнутое в ячейке второго типа, равно 3,28 МВт (среднее для максимальных по кампаниям значений составляет 2,87 МВт, СКО = 0,22 МВт). Мощность ТВС в ячейках третьего типа увеличивается за кампанию практически от нуля до 2,35 МВт в среднем по всем кампаниям (СКО = 0,11 МВт), при этом максимальное значение составляет 2,49 МВт.

В процессе кампании при извлечении КО из активной зоны перераспределение мощности между ячейками определяется двумя факторами: основной связан со снижением мощности всех неподвижных ТВС за счет увеличения объема активной зоны при вводе в нее топливных дозаторов КО при постоянной мощности реактора; второй обусловлен перераспределением плотности потока нейтронов при введении в активную зону источников нейтронов в виде топливных дозаторов КО. Однако этот фактор является локальным, заметно влияющим (по сравнению с первым фактором), главным образом, на мощность ТВС в ячейках второго типа. В итоге мощность ТВС во всех ячейках типа 1, 4, 5 имеет максимальное значение в начале кампании, а затем по мере извлечения КО она в среднем снижается в ячейке типа 1 на 9,6%; типа 4 на 10,6%; типа 5 на 7,6%.

Мощность ТВС в ячейках типа 2 в среднем увеличивается за кампанию на 4%. Однако детальное рассмотрение поведения мощности ТВС в массиве ячеек типа 2 показывает, что она зависит от выгорания топлива в сборках их ближайшего окружения. Небольшое значение выгорания топлива в ТВС окружения снижает эффект от введения топливной дозаторки, и тогда превалирует общая тенденция к снижению мощности неподвижных ТВС: мощность сборки в ячейках типа 2 в этих условиях может также незначительно уменьшаться в процессе кампании.

ТВС с максимальной мощностью в начале кампании всегда располагается в ячейке четвертого типа, и ее положение в активной зоне в процессе кампании не из-

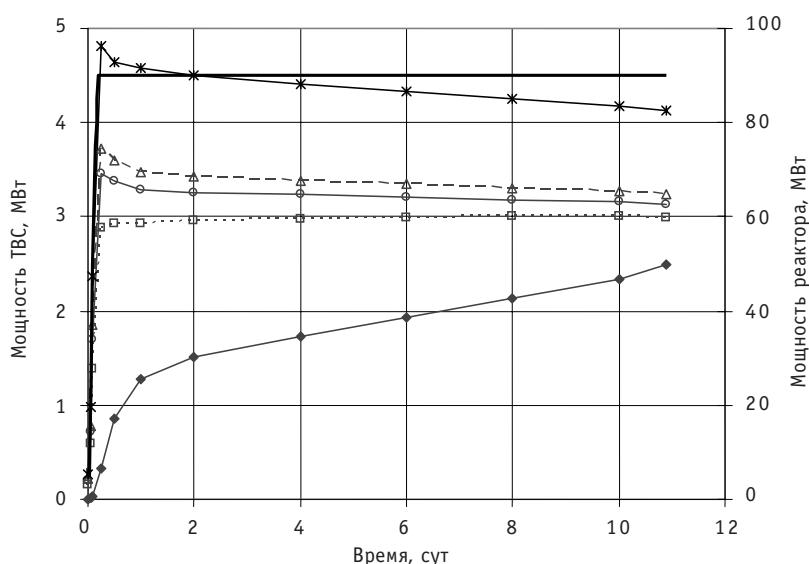


Рис. 3. Зависимость мощности реактора и максимальной мощности ТВС в типовых ячейках от времени (кампания от 19.10.01, расчет по методике [4]): Δ – ячейки 1 типа; \square – ячейки 2 типа; \blacklozenge – ячейки 3 типа; $*$ – ячейки 4 типа; \circ – ячейки 5 типа; — – мощность реактора

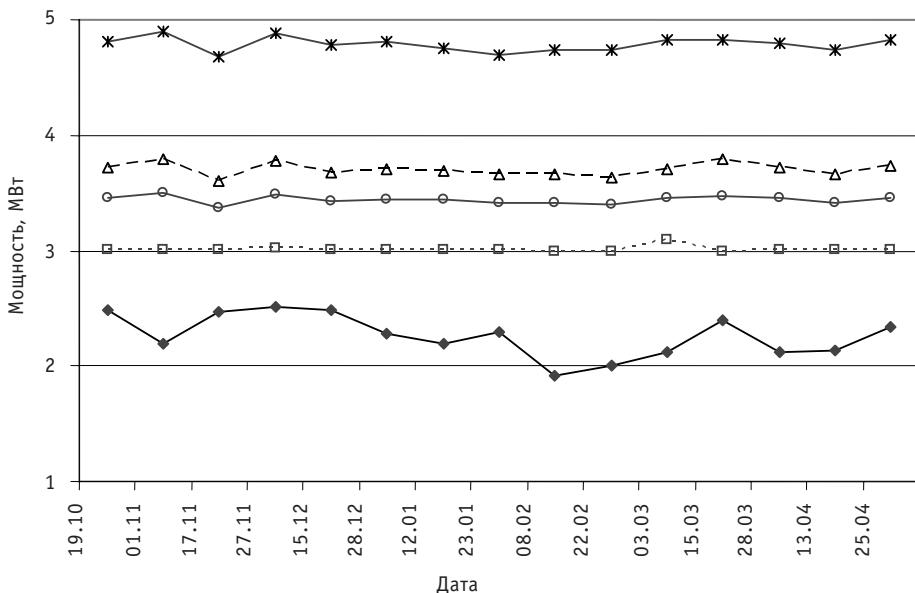


Рис. 4. Максимальные значения мощности ТВС в типовых ячейках в различных кампаниях: Δ – ячейки 1 типа; \square – ячейки 2 типа; \blacklozenge – ячейки 3 типа; $*$ – ячейки 4 типа; \circ – ячейки 5 типа

меняется даже среди ячеек одного типа. Для сравнения на рис. 3 представлены рассчитанные по аппроксимационной методике [4] характерные зависимости мощности ТВС в типовых ячейках от времени работы реактора, которые иллюстрируют изложенное на основании результатов расчетов по программе [3].

На рисунке 4 приведены максимальные значения мощности ТВС для различных кампаний, рассчитанные по методике [4]. Данные рисунка показывают большую консервативность поведения максимального значения мощности, которое дает аппроксимационная методика, по сравнению с максимальной мощностью на начало кампании по программе [3] (см. рис. 2). Параметры кривых на рис. 4, усредненные по всем рассмотренным кампаниям, и соответствующие значения, определенные по коду [3], приведены в табл. 1. Данные таблицы показывают удовлетворительное согласие результатов расчета по двум методикам.

Таблица 1

Сравнение значений мощности ТВС, рассчитанных с использованием различных методик

Тип ячейки	1	2	3	4	5
Средняя мощность (методика [4]), МВт	3,69	3,01	2,29	4,78	3,44
СКО (методика [4]), МВт	0,05	0,03	0,19	0,07	0,03
Средняя мощность (код [3]), МВт	3,72	2,93	2,35	4,74	3,71
СКО (код [3]), МВт	0,19	0,23	0,11	0,20	0,25

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО СЕЧЕНИЮ ТВС

Во всех рассмотренных кампаниях имеется тенденция к увеличению коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС (K_k) к концу кампании.

ТВС с максимальным коэффициентом всегда находится в ряду ТВС, примыкающем к ЦЗБ (ячейка типа 4). Причем максимальное значение коэффициента нерав-

номерности в ячейке типа 4 достигается, когда все РО находятся в положении близком к крайнему верхнему, и лежит в диапазоне 2,0–2,25.

В начале кампании, когда глубина погружения ЦКО и КО составляет 100–300 мм, этот коэффициент лежит в пределах 1.93–2.24. ТВС с максимальным коэффициентом неравномерности находится или во втором ряду ячеек и примыкает к ячейке с КО (типовая ячейка 2), или в первом ряду (в ячейке типа 4). Причем максимальное значение коэффициента неравномерности в ячейке типа 4 достигается, когда ЦКО погружен не более чем на 110 мм, а КО – на 180–305 мм (промежуточное положение).

Положение сборки с максимальной неравномерностью распределения энерговыделения:

- в начале кампании – ячейки второго типа, либо ячейки четвертого типа;
 - в конце кампании – всегда ячейки четвертого типа.
- Динамика изменения K_k по типам ячеек в процессе кампании следующая:
- ячейка типа 1 – увеличение на 4,8%;
 - ячейка типа 2 – уменьшение на 3,4%;
 - ячейка типа 3 – увеличение в процессе кампании;
 - ячейка типа 4 – увеличение на 12,5%;
 - ячейка типа 5 – незначительное увеличение на 0,6%.

Таблица 2

**Максимальные и средние (по всем кампаниям)
значения коэффициентов в типовых ячейках активной
зоны**

Тип ячейки	Максимальное значение	Среднее значение	СКО
1	1.86	1.79	0.041
2	2.10	1.98	0.074
3	1.90	1.82	0.049
4	2.26	2.18	0.053
5	1.65	1.55	0.051

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛОТНОСТИ ТЕПЛОВОГО ПОТОКА

Максимальное значение плотности теплового потока обычно оценивается консервативно исходя из максимальных значений коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения по сечению, высоте активной зоны и по сечению ТВС без учета положения максимума плотности теплового потока. Разработанная модель активной зоны реактора СМ, обеспечивающая детальный расчет энерговыделения в каждом твэле, позволяет корректно без излишнего консерватизма определять пространственное распределение плотности теплового потока в процессе кампании.

Анализ полученных данных показывает, что положение точки с максимальной плотностью теплового потока («горячей» точки) слабо меняется при перегрузках и в процессе кампании. Максимальное значение плотности теплового потока в начале кампании всегда достигается в сборках, устанавливаемых в ячейки типа 4. В процессе кампании «горячая» точка либо не меняет своего положения, либо перемещается в другую ячейку того же типа.

Динамика изменения плотности теплового потока по типовым ячейкам в процессе кампании характеризуется следующим образом:

- в ячейках первого и пятого типа плотность потока уменьшается соответственно

но на ~ 4,7 и 17,3% в соответствии с общей тенденцией уменьшения мощности сборок, несмотря на некоторое увеличение K_k в этих ячейках;

- в ячейке второго типа плотность потока практически не изменяется;
- в ячейке четвертого типа плотность потока уменьшается незначительно на ~ 2%, несмотря на уменьшение мощности ТВС (на ~10%) (см. выше) из-за увеличения K_k на ~ 12%;
- в ячейке третьего типа максимальная плотность потока монотонно растет до значений 4,5–5,0 МВт/м².

Однако в результате загрузки сборок с необлученным топливом плотность теплового потока от кампании к кампании меняется в довольно широких пределах. На рисунке 5 приведены максимальные в течение каждой кампании значения плотности теплового потока для различных типовых ячеек.

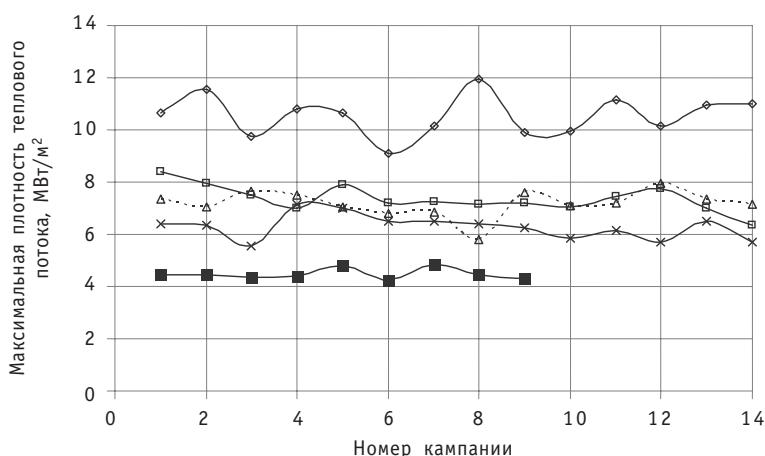


Рис. 5. Максимальная плотность теплового потока в разных кампаниях для различных типовых ячеек:
 □ – ячейки 1 типа; × – ячейки 2 типа; ■ – ячейки 3 типа; ◆ – ячейки 4 типа; Δ – ячейки 5 типа.
 Параметры кривых следующие

Тип ячейки	1	2	3	4	5
Максимальное значение, МВт/м ²	8,38	7,11	4,87	12,0	7,87
Среднее значение, МВт/м ²	7,37	6,26	4,51	10,57	7,16
СКО, МВт/м ²	0,50	0,49	0,20	0,77	0,48

МЕТОДИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ГИДРОПРОФИЛИРОВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Большая неравномерность распределения энерговыделения (значения максимальной плотности теплового потока, достигнутые в рассмотренных кампаниях различаются в разных топливных ячейках в 2,5 раза) диктует необходимость применения профилирования расхода теплоносителя. В условиях частичных перегрузок в активной зоне небольшого объема принципиально невозможно обеспечить жесткое соответствие между мощностью ТВС и установленным расходом теплоносителя через ячейку, где находится сборка. Поэтому при расчете профилирования расхода ориентируются на максимальные тепловые нагрузки, достигаемые в типовых ячейках. Для этого на физмодели реактора последовательно устанавливают сборку с необлученным топливом в каждую типовую ячейку и определяют распределение максимальной плотности теплового потока по твэлам типовых ячеек. Поскольку на физмодели невозможно смоделировать все многообразие распределений топлива по рабочим сборкам, которое имеет место на реакторе в

Таблица 3

Результаты расчета гидропрофилирования

Тип ячейки	1	2	3	4	5
Число ячеек	8	8	4	8	4
Максимальная плотность теплового потока, МВт/м ²	8,4	7,1	4,9	12,0	7,8
Требуемое по расчету значение расхода, м ³ /ч	64,2	54,1	37,7	103,9	55,2
Принятое значение расхода, м ³ /ч	40,2	49,9	37,8	121,8	65,7
Возможное относительное изменение запаса до кипения по плотности потока тепла, %	46	7	0	-12	-13

режиме частичных перегрузок, то эксперимент проводят при одном (например, равномерном) распределении топлива по активной зоне.

Предложенный в данной работе подход к определению распределения максимальной плотности теплового потока позволяет устранить этот недостаток методики расчета гидропрофилирования, поскольку максимальные достигнутые тепловые нагрузки определяются в данном случае с учетом реальных распределений выгорания топлива в реакторе.

В таблице 3 приведены результаты расчета гидропрофилирования в соответствии с изложенным подходом.

Как видно из таблицы, учет влияния неравномерного распределения выгорания топлива по активной зоне реактора выявляет относительное увеличение максимальных тепловых нагрузок топлива в сборках периферийного ряда, что потребовало соответствующего перераспределения расхода теплоносителя.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Предложен методический подход к определению максимальных тепловых нагрузок твэлов исследовательского реактора, учитывающий детальное распределение и изменение состава топлива в энергонапряженной активной зоне малого объема с высокой гетерогенностью, работающей в режиме частичных перегрузок.

2. Проведено исследование изменения распределения энерговыделения при перегрузках активной зоны и при работе реактора.

а). Расчитаны мощности ТВС в типовых ячейках в начале выбранных кампаний. Показано, что отклонение мощностей при перегрузках не превышает 9, 14, 8, 13% от среднего по многимкампаниям значения для ячеек 1, 2, 4, 5 типов, соответственно. Установлено также, что в процессе кампании мощность ТВС в ячейках 1, 4, 5 типов уменьшается на 9,6, 10,6 и 7,6% соответственно. Мощность ТВС во второй типовой ячейке увеличивается на ~ 4,7%, в третьей типовой ячейке – монотонно увеличивается до 2,35 МВт в среднем (до 2,5 МВт максимально). Максимально напряженная ТВС всегда находится в ячейках четвертого типа и не меняет своего положения в процессе кампании даже среди однотипных ячеек.

б). Расчитаны коэффициенты неравномерности по сечению ТВС для типовых ячеек. Показано, что максимальное отклонение от среднего по многимкампаниям значения при перегрузках не превышает 4, 7, 13 и 6% для ячеек 1, 2, 4 и 5 типов соответственно. В процессе кампании значения коэффициентов увеличиваются на 4,8 и 12,5% в ячейках первого и четвертого типов и уменьшаются на 3,4 и 0,6% в ячейках второго и пятого типов соответственно. Показано также, что ТВС с максимальным значением коэффициента неравномерности в начале кампании может находиться в ячейках 2 или 4 типа, в конце – всегда в ячейках 4 типа.

в). Выполнены расчеты максимальной плотности теплового потока для типовых ячеек и выбранных кампаний. Показано, что максимальное отклонение от среднего по многимкампаниям при перегрузках не превышает 14, 15, 14 и 8% для ячеек 1, 2, 4, и 5 типов соответственно. В процессе кампании плотность потока уменьшается на 4,7, 0,6, 2,3 и 17,3% для ячеек 1, 2, 4 и 5 типов. Твэл с максимальной плотностью теплового потока всегда находится в ячейках четвертого типа и в процессе кампании может менять свое положение только в пределах ячеек этого же типа.

3. Описанный в работе методический подход к поиску координаты «горячей» точки в активной зоне и определению условий охлаждения твэлов, обеспечивающих непревышение пределов безопасной эксплуатации, может с успехом использоваться при исследовании путей улучшения экспериментальных возможностей исследовательских реакторов, обосновании работоспособности новых образцов топлива, разрабатываемого для форсирования характеристик отечественных высокопоточных исследовательских реакторов и усовершенствования их топливного цикла.

Литература

1. Клинов А.В., Старков В.А., Святкин М.Н., Морозов А.В., Волков В.С. и др. Разработка твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора СМ //Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 6. – С. 314-314.
2. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программы MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5. – М.:ИАЭ,1994.
3. Чертков Ю.Б., Старков В.А., Бестужева И.В., Чекалкин С.И. Усовершенствованная расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦРФ НИИАР». – Димитровград, 2004. – С. 17-19.
4. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В. Расчетно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ/Сборник трудов. Димитровград: ФГУП «ГНЦРФ НИИАР», 2002. Вып. 3. – С. 52-63.

Поступила в редакцию 8.04.2010

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГРАФА ДЛЯ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ИНФОРМАЦИИ О СОСТОЯНИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Р.Р. Алтыев, С.Т. Лескин

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия



Представлен метод, позволяющий осуществлять контроль за состоянием активной зоны используя только по показаниям датчиков системы внутриреакторного контроля (СВРК); использовать для контроля и детектор прямого заряда (ДПЗ), и термопары (ТП) СВРК, исключить ошибку в определении показаний ТП, связанную с ПЭЛ-эффектом; получать оперативному персоналу информацию о состоянии активной зоны в наглядном виде. Метод использовался для анализа работы активной зоны блока № 2 Калининской АС. Подтверждено адекватное физическому процессу описание состояния активной зоны.

Ключевые слова: состояние активной зоны, система внутриреакторного контроля, детектор прямого заряда, термопара, Калининская АС.

Key words: core conditions, in-core monitoring system, power density detectors, PDD, thermocouple, TC, Kalinin NPP.

ПРЕДОСТАВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИИ ОПЕРАТИВНОМУ ПЕРСОНАЛУ О СОСТОЯНИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

В процессе оперативного анализа состояния оборудования АЭС, в частности, активной зоны (АЗ) по данным СВРК, возникает необходимость наглядного представления общих и частных закономерностей этого состояния для принятия решений по изменению условий эксплуатации.

Для ВВЭР-1000 в состав СВРК входит контрольно-измерительная система, которая состоит из 64 каналов измерения энерговыделения, в каждом из которых 7 ДПЗ, расположенных по высоте активной зоны, и 95 термопар над тепловыделяющими сборками (ТВС) [1].

Информация предоставляется оперативному персоналу в виде отдельных картограмм активной зоны с указанием уровня энерговыделения в каждой из 163 ТВС и картограмм температур теплоносителя на выходе из 95-ти кассет (рис. 1, 2).

Отбраковка данных в системе осуществляется по признакам выхода

- аналоговых сигналов за допустимые границы;
- физических величин за допустимые границы значений и скоростей изменения.

Уровень энерговыделения в каждой из кассет определяется после восстановления объемного поля энерговыделения программным обеспечением СВРК (ПО

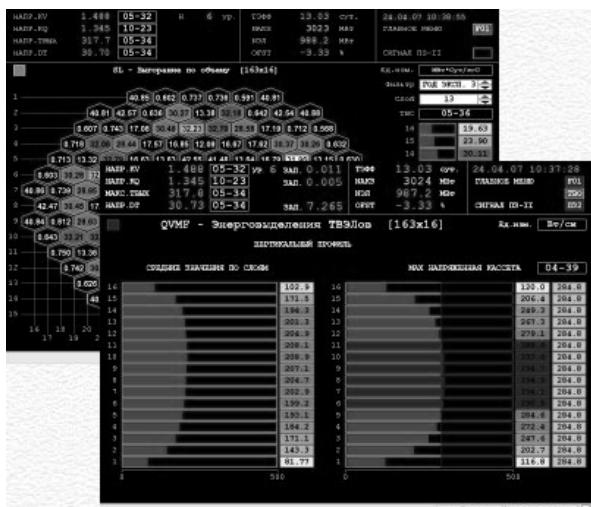


Рис. 1. Представление информации об уровне энерговыделения в ТВС

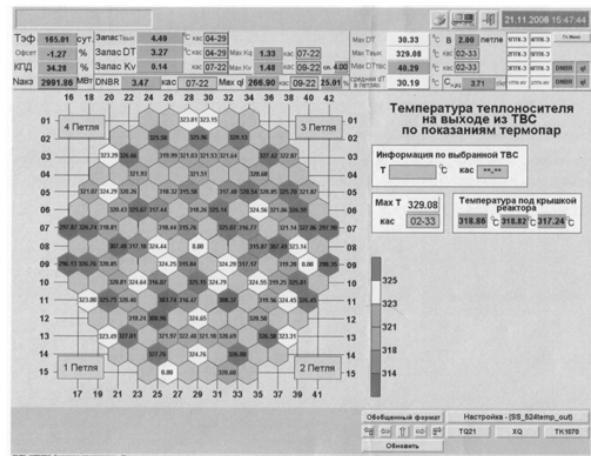


Рис. 2. Картограмма температур теплоносителя на выходе из кассет

вместного анализа их показаний с помощью штатного программного обеспечения отсутствует.

Таким образом, для оперативного и более эффективного анализа состояния АЗ требуется, с одной стороны, использовать всю информацию измерительной системы, с другой стороны, эксплуатационному персоналу нужно предоставлять только часть этой информации, которая необходима ему для принятия решения, т.е. увеличить информативность представления физических процессов в АЗ.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГРАФА ДЛЯ ОПИСАНИЯ СОСТОЯНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПО ПОКАЗАНИЯМ СВРК

Представление состояния активной зоны минимальным остовным деревом

В рамках предложенного подхода к анализу данных СВРК представим состояние активной зоны в некоторый момент времени связным неориентированным ациклическим взвешенным графом (деревом) [2]:

СВРК) по показаниям каналов нейтронных измерений (КНИ), которое выполняется после отбраковки данных.

Периодическая проверка и анализ работоспособности СВРК проводится группой специалистов, сопровождающих ее эксплуатацию.

Количество и качество информации, предоставляемой оперативному персоналу, зависит от многих факторов, среди которых не последняя роль принадлежит субъективным оценкам. Для решения практических задач, например, определить, являются ли отклонения в показаниях измерительной системы физическим процессом или вызваны погрешностями измерений, необходимо провести анализ достаточно большого количества информации; сопоставить картограммы восстановленного поля энерговыделения в активной зоне и поля температур на выходе из ТВС и еще достаточно большого количества дополнительной информации о состоянии оборудования, часто, при дефиците времени. КНИ и ТП обеспечивают контроль за энерговыделением в более чем 90% ТВС, но возможность со-

$$G = (V, E, y), \quad (1)$$

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

Веса ребер, соединяющих соседние вершины i и j , выбираются в соответствии с правилом

$$Y_{ij} = \min\{y_{ik}\}, k = 1, N, k \neq i, \quad (2)$$

где y_{ik} – значения весовой функции для пары вершин i, k ; N – число измерительных каналов (КНИ и термопар). Тогда граф G с учетом (2), согласно определению, является минимальным остовным деревом G^0 , однозначно представляющим состояние активной зоны.

Выбор весовой функции

Весовая функция ставит в соответствие каждой паре данных x_i, x_j (x_i, x_j – данные измерительной системы i -го и j -го измерительных каналов, некоторое число Y_{ij} , характеризующее степень «близости» между ними на множестве измерений. Весовая функция должна удовлетворять следующим формальным требованиям:

$$Y_{ij} > 0, Y_{ji} = Y_{ij}, Y_{ii} < Y_{ij}. \quad (3)$$

Из физических соображений в соответствии с правилом (2) в качестве «веса» должны выбираться близкие по значению данные каналов измерительной системы, геометрически близко расположенные в активной зоне.

В процессе анализа различных мер близости [3] наиболее приемлемой в смысле интерпретации результатов оказалась мера вида

$$Y_{ij} = \frac{1 + |x_i - x_j|}{2 + \cos\varphi_{ij}} \cdot R_{ij}, \quad (4)$$

где x_i, x_j нормированные показания измерительных каналов i и j соответственно; φ_{ij} – угол между векторами, соединяющими центр активной зоны с i -м и j -м каналами измерения; R_{ij} – расстояние между измерительными каналами i и j .

Показания измерительной системы СВРК нормировали следующим образом:

- **энерговыделение**

$$\hat{Q}_j = \frac{Q_j - \bar{Q}}{q}, \quad j = 1 \dots N_q, \quad (5)$$

где N_q – количество каналов нейтронных измерений (КНИ); Q_j – суммарное измеренное энерговыделение в j -ом КНИ;

$$\bar{Q} = \frac{1}{N_q} \sum_{j=1}^{N_q} Q_j \quad (6)$$

– среднее значение суммарного энерговыделения в активной зоне;

$$q = \frac{1}{N_q} \sqrt{\sum_{j=1}^{N_q} (Q_j - \bar{Q})^2} \quad (7)$$

– средний радиус множества значений суммарного энерговыделения;

- **температурный контроль**

$$t_j = \frac{T_j - \bar{T}}{t}, \quad j = 1 \dots N_t, \quad (8)$$

где N_t – количество каналов температурного контроля;

$$\bar{T} = \frac{1}{N_t} \sum_{j=1}^{N_t} T_j \quad (9)$$

– среднее значение температуры над ТВС; T_j – показания j -ой термопары над ТВС;

$$t = \frac{1}{N_t} \sqrt{\sum_{j=1}^{N_t} (T_j - \bar{T})^2} \quad (10)$$

– средний радиус множества значений температур над ТВС.

Такая нормировка результатов измерений каналов температурного контроля за счет способа выбора весовой функции позволяет исключить ошибку при анализе показаний ТП, связанную с ПЭЛ-эффектом. Этот эффект заключается в занижении показаний ТП из-за подмешивания в головке ТВС относительно холодного теплоносителя, который проходит через направляющие каналы ОР СУЗ.

Контроль за состоянием активной зоны

Описания (1), (2) используются для решения задачи контроля изменения состояния активной зоны реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. После отбраковки недостоверных показаний измерительной системы строится минимальное оставное дерево (момент времени t_0), где веса ребер определяются в соответствии со значением меры близости (4) по правилу (2), которое принимается за эталон. Далее, в следующие моменты времени (t_m) или для следующих состояний активной зоны, которые для условности назовем текущими, строится дерево, изоморфное эталонному. Сравнением с эталоном находятся наиболее деформированные части графа нового состояния [4].

Для численной оценки степени деформации текущего состояния определяем следующие характеристики:

- наибольший вес ребра в данном узле эталонного дерева

$$M_i(t_0) = \max_{\substack{k=1, N_i \\ k \neq i}} \{y_{ik}^e(t_0)\}, \quad (11)$$

где N_i – число вершин, смежных с вершиной i по траектории дерева; $M_i(t_m)$ – образ наибольшего веса ребра по узлу эталона на дереве текущего состояния, представляющий собой вес ребра, имеющего в эталонном дереве вес (11);

- усредненная (без максимальной) мера близости по узлу эталона

$$S_i(t_0) = \frac{1}{N_i - 1} \left(\sum_{k=1}^{N_i} y_{ik}(t_0) - M_i(t_0) \right); \quad (12)$$

- образ усредненной меры близости эталона на дереве текущего состояния

$$S_i(t_m) = \frac{1}{N_i - 1} \left(\sum_{k=1}^{N_i} y_{ik}(t_m) - M_i(t_m) \right); \quad (13)$$

- узловая неравномерность (рассчитывается для эталонного и текущего состояний)

$$\xi(\tau) = \frac{M_i(\tau)}{S_i(\tau)}, \quad \tau = t_0, t_m. \quad (14)$$

После того как найдены характеристики (11)–(14), для каждого узла определяем деформацию:

$$R_i = \frac{\xi_i(t_m)}{\xi_i(t_0)}. \quad (15)$$

Интерес представляют те узлы, деформация R_i , которых превышает заранее заданную величину, определяемую по опыту эксплуатации активной зоны. Для описания состояния вводится массив двухкомпонентных векторов. Первой компонентой является деформация узла, а второй – разность нормированных показаний измерительного канала для текущего и эталонного состояний:

$$\Delta_i = \{R_i, (X_i(t_m) - X_i(t_0))\}, i = 1 \dots N, \quad (16)$$

Первая компонента векторов R_i (15) определяет деформацию поля энерговыделения, а вторая – изменение параметров в соответствующих измерительных каналах.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

В качестве примера работы алгоритма рассмотрены несколько состояний активной зоны блока №2 Калининской АС во время 20-й топливной кампании (2007–2008 гг.).

На рисунках 3 и 4 показано нормальное состояние активной зоны.

Массив двухкомпонентных векторов (рис. 3) образует общий класс, в котором отклонения от средней величины носят статистический характер. Анализ картограммы активной зоны показал (рис. 4) отсутствие аномалий в ее состоянии и оно было принято за эталон.

На рисунках 5, 6 показано состояние активной зоны при падении органа регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в ТВС №153:

Обработка данных с помощью алгоритма определения изменения в состоянии активной зоны представлена на рис. 5. Показания измерительного канала в ТВС №153 резко отличаются от остальных. В ТВС №153 расположен упавший ОР СУЗ.

Одновременно определилось состояние ТВС 133, 143, 144, 151, 152, 154, 155, 160, 161 как отдельный класс 2, которое обусловлено возмущением энерговыделения в кассетах, связанное с падением ОР СУЗ. Данные обработки представлены на картограмме А3 (рис. 6).

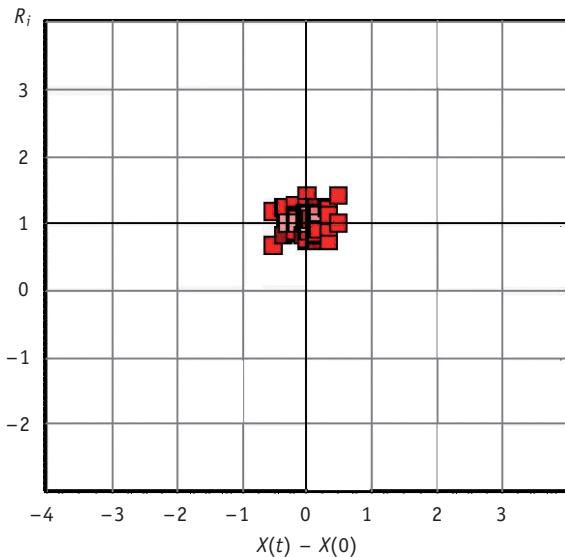


Рис. 3. Представление нормального состояния активной зоны массивом двухкомпонентных векторов

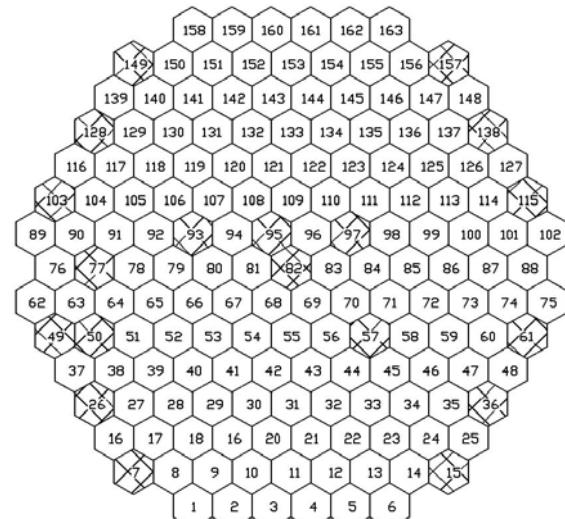


Рис. 4. Картограмма активной зоны:

– ТВС в нормальном состоянии;

– ТВС без средств контроля

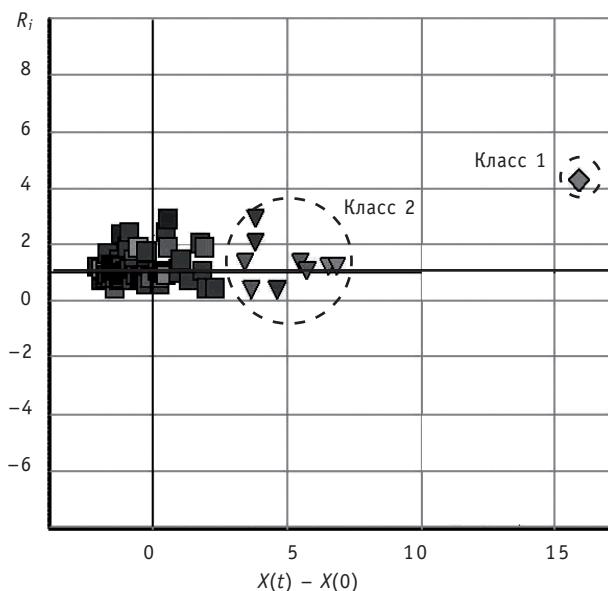


Рис. 5. Представление состояния активной зоны при падении ОР СУЗ массивом двухкомпонентных векторов

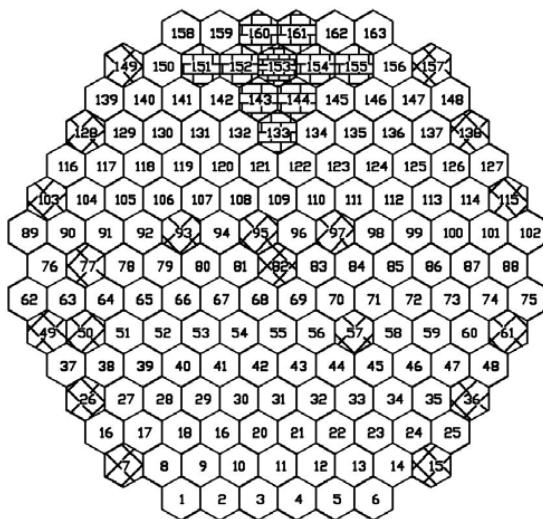


Рис. 6. Картограмма активной зоны:

- 1 – ТВС в нормальном состоянии;
- ТВС без средств контроля;
- ТВС с пониженным относительным энерговыделением

говыделения по отношению к эталонному состоянию. Группа УПЗ вносит самое большое возмущение в поле энерговыделения активной зоны. ТВС под номерами 52, 58, 133 с ОР этой группы показаны на рис. 8.

Второй подкласс – это измерительные каналы в ТВС с ОР СУЗ РОМ (рис. 7). Их показания также характеризуются высокой степенью деформации и пониженным уровнем относительного энерговыделения по отношению к эталонному состоя-

На рисунках 7, 8 показано состояние активной зоны при срабатывании ускоренной предупредительной защиты (УПЗ).

В результате срабатывания УПЗ мощность реакторной установки (РУ) и активной зоны снижается до ~50% от nominalной. ОР СУЗ, выбранные в группу УПЗ по результатам расчета нейтронно-физических характеристик (НФХ) активной зоны для текущей кампании, погружаются в активную зону за время 1,2 – 4 с. Для данной кампании – это ОР СУЗ в ячейках 52, 58, 82, 133 (рис. 8). Дополнительно к УПЗ РУ разгружается аппаратурой разгрузки и ограничения мощности (РОМ) до уровня, соответствующего текущему составу работающего оборудования РУ. РОМ погружает в активную зону с рабочей скоростью (2 см/с) ОР СУЗ 10, 9 и 8 групп. Движение начинают ОР СУЗ группы 10, следующая группа начинает движение после того, как предыдущая пройдет половину высоты активной зоны.

Обработка показала, что в рассматриваемом состоянии (рис. 7) общий класс показаний измерительных каналов СВРК разделяется на несколько подклассов.

Первый подкласс – это измерительные каналы в ТВС с ОР СУЗ группы УПЗ. Они характеризуются высокой степенью деформации и пониженным уровнем относительного энер-

нию. Эти кассеты расположены в «центральной» части активной зоны, и снижение энерговыделения в них обусловлено движением 10 группы ТВС (41, 44, 79, 85, 120, 123 – рис. 8).

Кроме этого общий класс измерительных каналов разделяется на два подкласса (рис. 7) с повышенным (слева от оси ординат) и пониженным (справа от оси ординат) уровнем относительного энерговыделения. Эти измерительные каналы характеризуются относительно невысокой степенью деформации по отношению к эталонному состоянию. Такое разделение обусловлено перераспределением потока нейтронов в активной зоне после действия УПЗ и РОМ, вытеснением потока нейтронов из центра активной зоны, где снижается относительное энерговыделение, на периферию, где относительное энерговыделение растет (рис. 8).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленный метод контроля состояния активной зоны реакторов ВВЭР-1000 позволяет:

- осуществлять контроль при использовании только показания датчиков СВРК;
- одновременно использовать для контроля ДПЗ и ТП СВРК;
- исключить ошибку при анализе показаний ТП, связанную с ПЭЛ-эффектом;
- предоставлять оперативному персоналу информацию о состоянии активной зоны в наглядном виде.

Дальнейшее развитие предложенного метода – применение алгоритмов нейронных сетей для идентификации процессов, происходящих с реакторной установкой, по показаниям СВРК.

Литература

1. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР/Под ред. Г.Л.Левина. – М.: Энергоатомиздат, 1987.

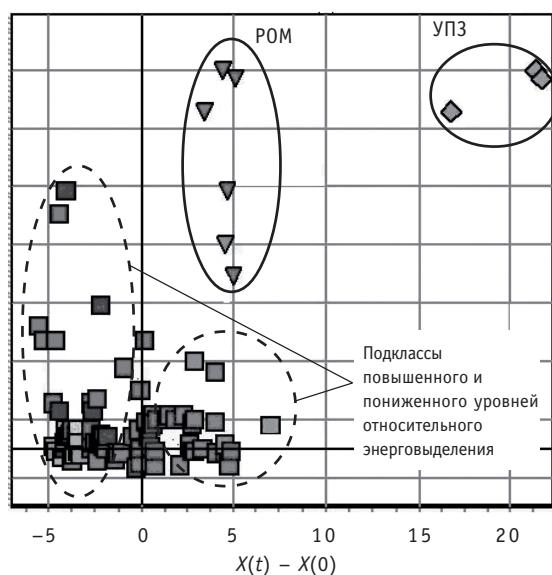


Рис. 7. Представление состояния активной зоны при срабатывании УПЗ массивом двухкомпонентных векторов

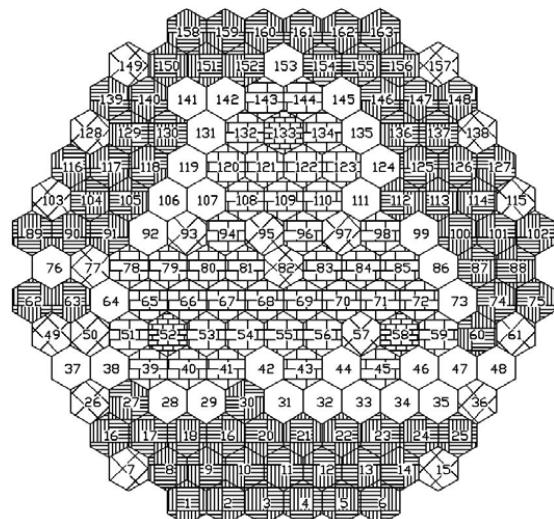


Рис. 8. Картограмма активной зоны:
 1 – ТВС в нормальном состоянии;
 – ТВС без средств контроля;
 – ТВС соответственно с пониженным и повышенным относительным энерговыделением

2. Рейнгольд Э., Нивергельт Ю., Део Н. Комбинаторные алгоритмы. Теория и практика. -М.: Мир, 1980.

3. Лескин С.Т. Алгоритмы классификаций для анализа состояний активной зоны по данным измерительной системы внутриреакторного контроля//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – № 4. – С.20-26.

4. Лескин С.Т., Жидков С.В. Представление состояния активной зоны ВВЭР 1000 минимальным связным графом//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – №4. – С. 9-14.

Поступила в редакцию 21.06.2010

НЕЙРОСЕТЕВЫЕ МОДЕЛИ ФИЛЬТРАЦИИ СИГНАЛОВ И ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ТЕЧИ ТРУБОПРОВОДОВ ВВЭР

А.О. Скоморохов*, А.А. Кудряев, С.А. Морозов****

* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск

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



Статья посвящена диагностированию аномальных ситуаций, связанных с потерей теплоносителя в первом контуре реакторов ВВЭР. Приведены результаты исследований, проведенных при внедрении системы диагностирования течей на КАЭС. Рассмотрены множественные полиномиальные модели для фильтрации сигналов в системе акустического контроля течи трубопроводов ВВЭР, направленные на снижение вероятности ложных срабатываний системы. Предложен нейросетевой алгоритм диагностирования течи.

Ключевые слова: диагностика, акустические шумы, течь, ВВЭР, МГУА, нейронная сеть.

Key words: diagnostics, acoustics noise, leakage, PWR, GMDH, neural network.

ВВЕДЕНИЕ

Контроль герметичности оборудования первого контура (второй барьер безопасности) представляет собой важнейшую задачу обеспечения безопасности эксплуатации АЭС. Для диагностирования аномальных ситуаций, связанных с потерей теплоносителя первого контура, разрабатываются системы, основанные на контроле влажности и акустических шумов при течи.

Акустический шум, возникающий при истечении жидкости под высоким давлением, является источником информации о факте разгерметизации контуров циркуляции реакторных установок типа ВВЭР. Базирующиеся на этом эффекте акустические методы диагностики являются быстродействующими и, в принципе, позволяют оценить величину и координату течи.

В ГНЦ РФ-ФЭИ разработана и введена в опытную эксплуатацию на третьем блоке Калининской АЭС с реактором ВВЭР-1000 акустическая система контроля течей теплоносителя (САКТ) [1]. При внедрении САКТ были выявлены помехи, превышающие порог срабатывания системы. Это привело к необходимости решать задачи исследования источников акустических шумов, разработки методов фильтрации сигналов и алгоритмов принятия решений в системе обнаружения течей.

Для выявления источников шумов проводился анализ авто- и взаимных корреляционных функций, кластерный и факторный анализ акустических сигналов. Как показано в [2], при работе реактора ВВЭР-1000 на мощности существует пять технологических источников шумов (общереакторный и локально-петлевые).

© А.О. Скоморохов, А.А. Кудряев, С.А. Морозов, 2010

В работе рассмотрены задачи выявления взаимосвязей сигналов системы акустического контроля течей, предсказания поведения сигналов с использованием метода группового учета аргументов и принятия решений по диагностике течи на основе нейросетевого алгоритма.

СИСТЕМА АКУСТИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ТЕЧЕЙ ТРУБОПРОВОДОВ ВВЭР

Система САКТ включает в себя 53 акустических датчика, блоки сбора информации и коммутационные линии. На каждой из четырех петель первого контура РУ ВВЭР-1000 установлено по восемь контактных акустических датчиков волноводного типа (по три – на участках реактор-ГЦН и ГЦН-парогенератор; по два – на участках реактор-парогенератор). Такие же датчики были размещены на корпусе компенсатора давления (4 шт.), на трубопроводе впрыска (4 шт.) и на соединительном трубопроводе системы КД (3 шт.). Четыре датчика установлены на трубопроводе сброса и на импульсных предохранительных клапанах системы КД; шесть датчиков – на трубопроводах САОЗ. Схема РУ и расположения датчиков представлена на рис. 1. Будем ссылааться на участки петель от парогенератора до реактора и от парогенератора, через ГЦН, до входа в реактор как на «горячие» и «холодные» участки.

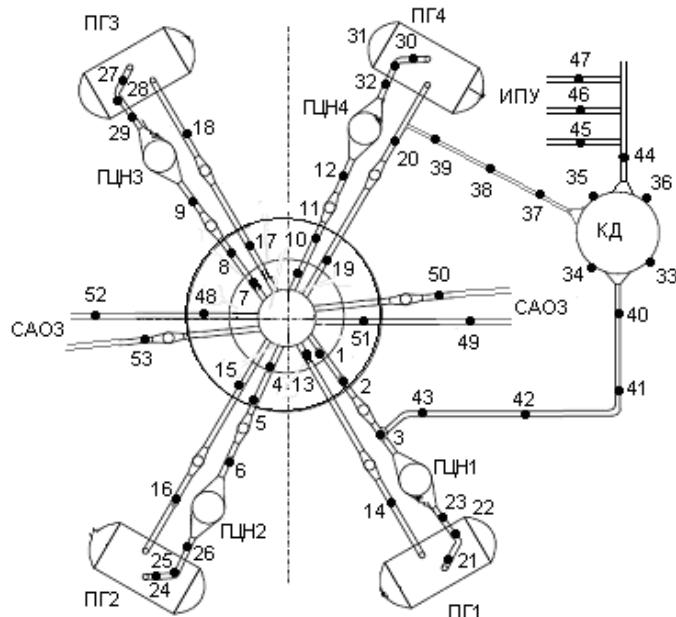


Рис. 1. Распределение акустических датчиков системы САКТ на трубопроводах ГЦК и вспомогательных систем третьего блока КАЭС

В настоящей статье рассмотрены 32 акустических датчика системы САКТ, установленных на трубопроводах четырех петель реактора. Обозначим a_{ij} j -ый датчик ($j = 1, \dots, 8$), находящийся на i -ой ($i = 1, \dots, 4$) петле. Расположение датчиков представим матрицей

$$\begin{bmatrix} a_{11}, a_{12}, \dots, a_{18} \\ a_{21}, a_{22}, \dots, a_{28} \\ a_{31}, a_{32}, \dots, a_{38} \\ a_{41}, a_{42}, \dots, a_{48} \end{bmatrix}. \quad (1)$$

Нумерация внутри петли идет против направления движения теплоносителя (вход в реактор, ГЦН, ПГ, выход из реактора). Все датчики определенной петли будем обозначать вектором

$$\mathbf{a}_i = (a_{i1}, a_{i2}, \dots, a_{i8})', \quad (2)$$

где «'» – знак транспонирования, i – номер петли.

Для краткости будем использовать обозначения a_{ij} и \mathbf{a}_i как для датчиков, так и для временных процессов $a_{ij}(t)$ (сигналов с этих датчиков).

ФИЛЬТРАЦИЯ АКУСТИЧЕСКИХ СИГНАЛОВ

Отличительной особенностью реакторной установки как источника акустических шумов является сложность и взаимосвязанность протекающих в ней процессов: механических, гидродинамических, вибрационных, ударных, генерации и барботажа пара и т.д. Все это порождает множество акустических источников, действующих в различных диапазонах частот, зависящих от режима реакторной установки, состава действующего оборудования и многих других факторов. Естественно, без изучения статистических характеристик этих шумов и установления их основных источников невозможно надеяться на успешное решение задачи обнаружения протечек теплоносителя.

На рисунке 2а представлен пример акустического сигнала в системе САКТ в присутствии помех (частота оцифровки 1 раз в минуту).

Минимальная течь, подлежащая обнаружению, составляет 4 кг/мин, что соответствует показаниям датчика порядка 100 мкВ. Из рисунка 2а видно, что наличие помех приводит к многократным превышениям порога выявления течи, т.е. к ложным срабатываниям. Причем речь идет не об одиночных выбросах, а о сплошных временных отрезках длиной до 100 точек.

Сильная корреляция сигналов (коэффициент корреляции 0.97–0.99) в присутствии общей помехи позволяет представить каждый сигнал в виде

$$a(t) = q(t) + \delta(t), \quad (3)$$

где $q(t)$ – общая помеха, а $\delta(t)$ – случайный шум, специфичный для каждого датчика. Задачей фильтрации является оценивание неизвестной функции $q(t)$ и ее последующее вычитание из сигнала $a(t)$. Тогда сигнал течи необходимо будет обнаруживать на фоне случайных шумов $\delta(t)$, которые намного меньше помехи $q(t)$. Поскольку процесс $q(t)$ является общим для всех сигналов, можно описывать каждый сигнал как функцию сигналов других датчиков. Эта задача может быть решена методом группового учета аргументов [3].

Вероятность появления течи трубопроводов сразу двух петель очень мала, поэтому, пользуясь зависимостью между сигналами датчиков разных петель, можно предсказать сигнал датчика одной петли по сигналам датчиков, расположенных на других петлях, например, для сигналов датчиков первой петли с помощью зависимостей вида

$$a_i(t) = f_i(a_9(t), a_{10}(t), \dots, a_{32}(t)), i = 1, 2, \dots, 8. \quad (4)$$

Ошибка предсказания $\delta(t)$ в отсутствие течи будет представлять собой шум, свободный от общих помех и имеющий математическое ожидание, равное нулю.

Отметим серьезное методическое затруднение, связанное с применением модели (4). Появление течи приведет, естественно, к рассогласованию модели. Однако это произойдет как при течи моделируемой петли (датчик a_i), так и при течи по любой другой петле (датчики a_9 – a_{32}). Механизм установления подлинной причины рассогласования в данном случае отсутствует. Далее описана видоизмененная задача фильтрации, решение которой позволяет обойти выявленное затруднение.

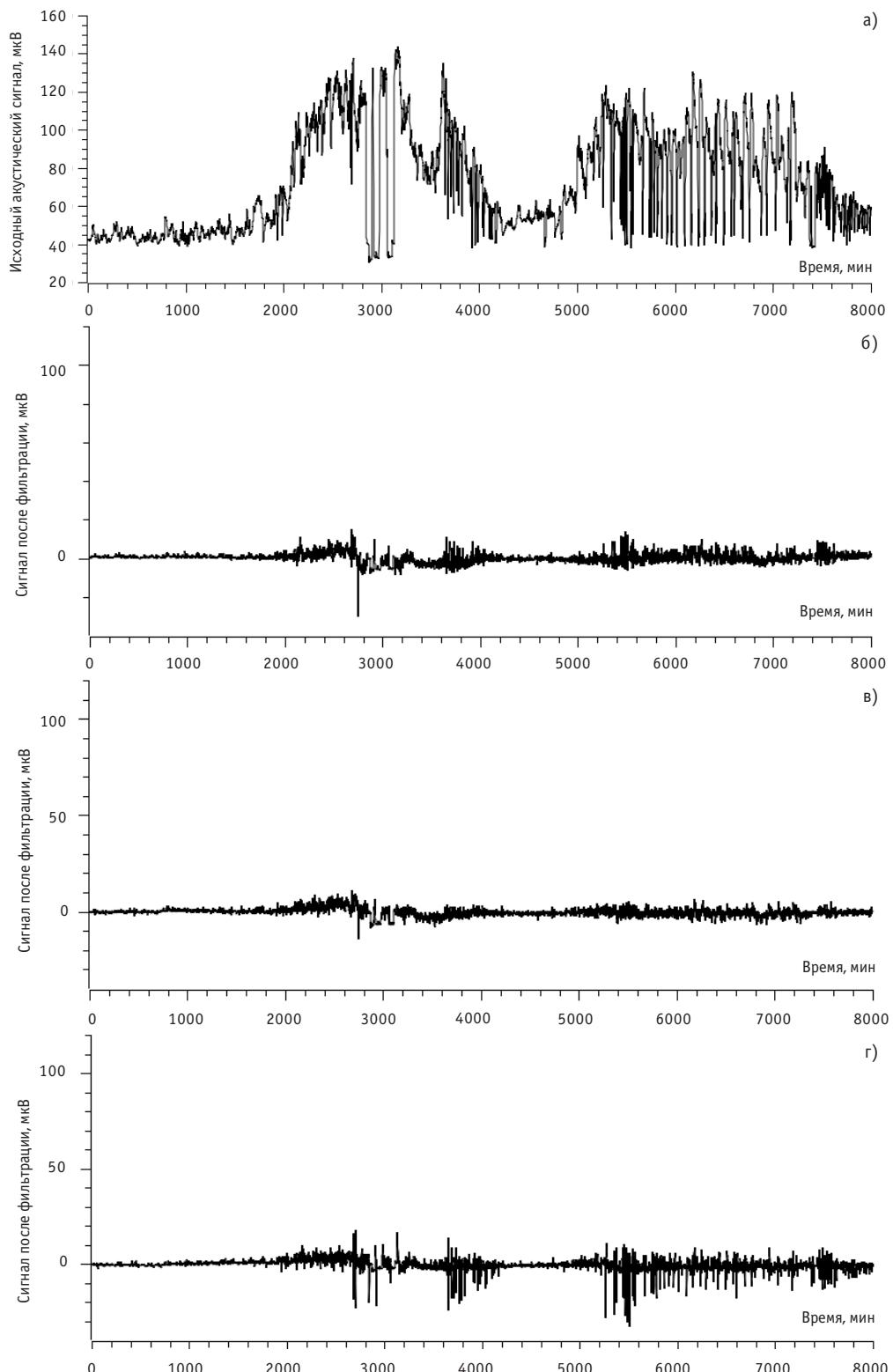


Рис. 2. Фильтрация по каждой петле отдельно: а) – исходный сигнал; б) – фильтр по петле 2; в) – фильтр по петле 3; г) – фильтр по петле 4

МНОЖЕСТВЕННЫЕ ПОЛИНОМИАЛЬНЫЕ МОДЕЛИ

Для устранения помех были разработаны фильтры, основанные на применении алгоритма МГУА [3] и программ [4]. Для каждого сигнала a_{ij} были построены три зависимости, отдельно от всех сигналов a_{kj} , сторонних $k \neq i$, по отношению к данному датчику, петель. Например, для сигналов датчиков второй петли необходимо восстановить 8×3 зависимости вида

$$\begin{cases} a_{21} = \phi_1(\mathbf{a}_1), & a_{21} = \phi_1(\mathbf{a}_3), & a_{21} = \psi_1(\mathbf{a}_4) \\ a_{22} = \phi_2(\mathbf{a}_1), & a_{22} = \phi_2(\mathbf{a}_3), & a_{22} = \psi_2(\mathbf{a}_4) \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ a_{28} = \phi_8(\mathbf{a}_1), & a_{28} = \phi_8(\mathbf{a}_3), & a_{28} = \psi_8(\mathbf{a}_4) \end{cases} \quad (5)$$

При построении моделей МГУА из 98458 имеющихся измерений было случайно выбрано 10000 точек. Эта выборка делилась на обучающую (6000 точек) и проверочную (4000 точек) выборки. Изменение ошибки предсказания в процессе обучения моделей МГУА представлено на рис. 3

Результаты фильтрации, с использованием моделей вида (5) представлены на рис. 2б-г.

Точность предсказания всех полученных моделей представлена в табл. 1 а распределение ошибок приведено на рис. 4. Элемент σ_{ij} на пересечении i -ой строки и j -ого столбца таблицы содержит среднеквадратичную ошибку на проверочной последовательности для датчика a_{ij} . Для краткости в таблице представлено общее значение, посчитанное по объединенной выборке предсказаний по каждой из трех моделей. Общее среднеквадратичное отклонение для всех 32-х датчиков составило $\sigma = 1,18$ мкВ, что позволяет понизить порог обнаружения.

Столбцы 7 и 8 табл. 1 содержат значения для датчиков, установленных на горячих участках трубопроводов всех четырех петель. Для этих датчиков ошибка предсказания заметно меньше, чем для всех остальных, что объясняется их высокой вза-

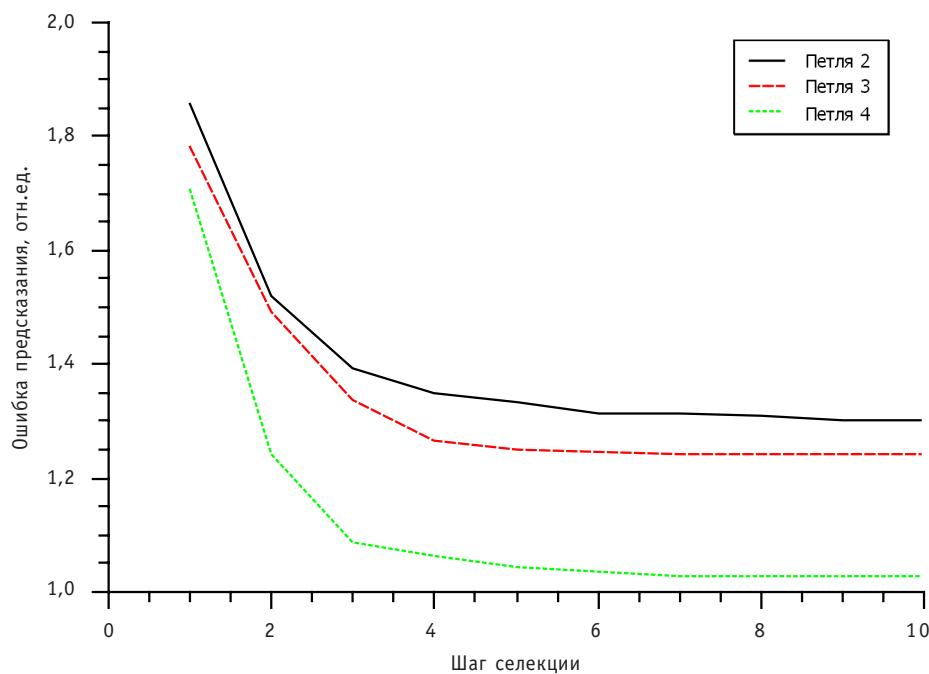


Рис. 3. Изменение ошибки в процессе обучения

**Таблица 1
Точность моделей МГУА, мкВ**

Таблица 1

Номер петли	Номер датчика							
	1	2	3	4	5	6	7	8
1	1.09	1.55	1.11	1.07	1.27	1.52	0.20	0.22
2	1.58	1.20	2.29	1.64	0.60	0.76	0.30	0.30
3	1.40	1.44	2.25	1.44	1.30	1.34	0.45	0.22
4	0.51	0.82	1.16	0.91	1.22	1.10	0.21	0.30

имной корреляцией [2]. Взаимная связь сигналов датчиков с холодных участков разных петель слабее, что определяется демпфирующим влиянием парогенераторов. Соответственно, по этим датчикам наблюдается относительно большая ошибка предсказания сигналов.

В большинство моделей при селекции было отобрано шесть или семь переменных из восьми.

При пороге, равном 25 мкВ, наблюдалось всего три случая (из 8000 наблюдений) превышения уставки всеми тремя датчиками одновременно (< 0.04%), причем все они были разнесены по времени. Таким образом, переход к определению местоположения течи может происходить при превышении сигналами трех датчиков порога 25 мкВ два раза подряд, что практически невозможно в отсутствие течи.

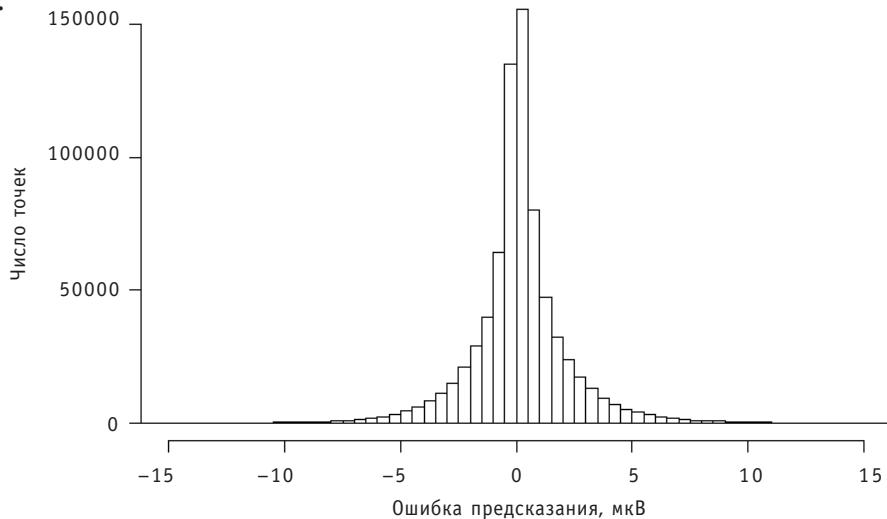


Рис. 4. Совместная гистограмма ошибок предсказания по всем датчикам

НЕЙРОСЕТЕВАЯ МОДЕЛЬ ДИАГНОСТИРОВАНИЯ

В качестве диагностических признаков использовались рассогласования измеренных и предсказанных значений акустического шума δ_{ij}^k вида

$$\begin{cases} \delta_{21}^1 = a_{21} - \phi_1(\mathbf{a}_1), & \delta_{21}^2 = a_{21} - \phi_1(\mathbf{a}_3), & \delta_{21}^3 = a_{21} - \psi_1(\mathbf{a}_4) \\ \delta_{22}^1 = a_{22} - \phi_2(\mathbf{a}_1), & \delta_{22}^2 = a_{22} - \phi_2(\mathbf{a}_3), & \delta_{22}^3 = a_{22} - \psi_2(\mathbf{a}_4) \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ \delta_{28}^1 = a_{28} - \phi_8(\mathbf{a}_1), & \delta_{28}^2 = a_{28} - \phi_8(\mathbf{a}_3), & \delta_{28}^3 = a_{28} - \psi_8(\mathbf{a}_4) \end{cases} \quad (6)$$

Рассогласования вычислялись для каждого датчика $j = 1, 2, \dots, 8$, по каждой петле

$i = 1, 2, 3, 4$ и по трем разным моделям $k = 1, 2, 3$. Таким образом, общее число диагностических признаков составит $4 \times 8 \times 3 = 96$. Структура вычислений представлена на рис. 5.

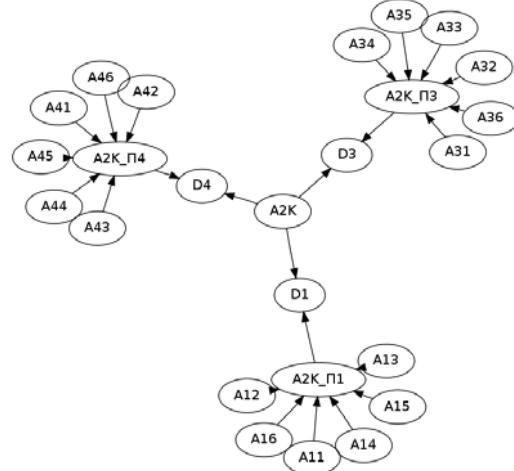


Рис. 5. Структура вычисления признаков $\delta^1, \delta^2, \delta^3$ для датчика a_{2k}

лена на рис. 5.

В случае появления сигнала от течи в показаниях, например, датчика a_{2k} , эти показания увеличатся на некоторую величину Δ , также изменится и значение соответствующих диагностических признаков:

$$\begin{cases} \delta_{2k}^1 = a_{2k} - \phi_k(\mathbf{a}_1) + \Delta \\ \delta_{2k}^2 = a_{2k} - \phi_k(\mathbf{a}_3) + \Delta \\ \delta_{2k}^3 = a_{2k} - \psi_k(\mathbf{a}_4) + \Delta \end{cases} \quad (7)$$

Кроме прямого влияния течи (7) на диагностические признаки имеет место и косвенное влияние, т.к. изменяются значения всех признаков, в вычислении которых участвовали датчики второй петли, например,

$$\begin{cases} \delta_{1k}^1 = a_{1k} - \phi_k(\mathbf{a}_2 + \Delta_2) \\ \delta_{3k}^2 = a_{3k} - \phi_k(\mathbf{a}_2 + \Delta_2) \\ \delta_{4k}^3 = a_{4k} - \psi_k(\mathbf{a}_2 + \Delta_2), \end{cases} \quad (8)$$

где вектор $\Delta_2 = (\Delta_{21}, \Delta_{22}, \dots, \Delta_{28})'$ такой, что $\Delta_{2j} > 0$, если датчик a_{2j} чувствует течь, и $\Delta_{2j} = 0$ – в противном случае.

Признаком появления течи является превышение абсолютным значением рас согласования некоторого порога $|\delta| > \gamma$. Обозначим значения диагностического признака как 1 для $|\delta| > \gamma$ и 0 для $|\delta| \leq \gamma$ (логические «ИСТИНА» и «ЛОЖЬ»).

Пример значений диагностических признаков для течи на холодном участке трубопровода первой петли при срабатывании датчиков a_{11}, a_{12}, a_{13} приведен в табл. 2.

Для распознавания комбинаций сигналов, соответствующих различным местам течи и срабатыванию различных датчиков, была разработана нейронная сеть обратного распространения, структура которой приведена на рис. 6.

На вход сети поступают 96 сигналов рассогласования вида (7) и (8). Скрытый и выходной слои сети имеют по пять элементов. При работе сети диагноз определяется по выходному элементу с максимальным значением. Первый элемент выхода сети соответствует диагнозу «норма» и четыре оставшихся – течи трубопрово-

Таблица 2
Пример значений диагностических признаков

Датчик	1	2	3	4
Петля 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	0 0 0
Петля 2	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0
Петля 3	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0
Петля 4	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0
Датчик	5	6	7	8
Петля 1	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0
Петля 2	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0
Петля 3	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0
Петля 4	1 0 0	1 0 0	1 0 0	1 0 0

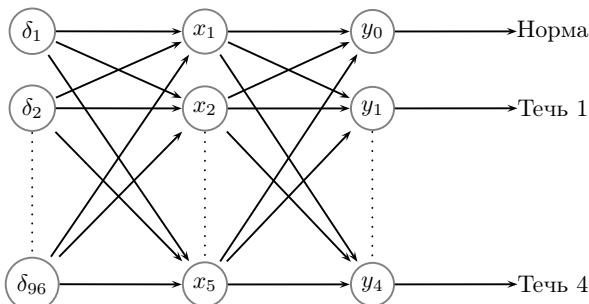


Рис. 6. Структура нейронной сети диагностирования

да соответствующей петли реактора.

В качестве обучающей выборки использовались результаты моделирования (по типу представленного в табл. 2) течей на разных петлях реактора, местах петли при обнаружении течи различными наборами датчиков. Для обучения нейронной сети использовалась программа [5] для среды Kdb+ [6]. Выбор среды реализации

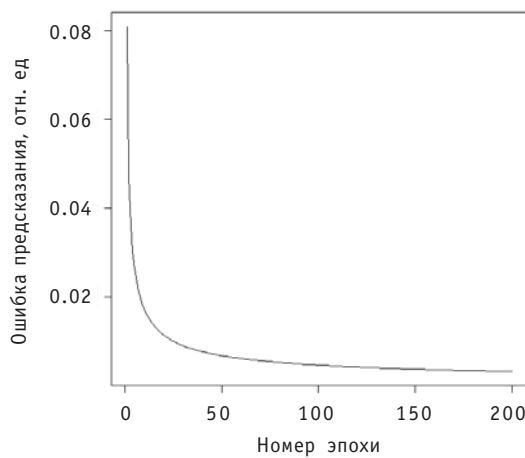


Рис. 7. Ход процесса обучения

обусловлен необходимостью использования для реализации алгоритмов контроля течи технологии потоков данных, которая была рассмотрена в работе [7].

Изменение ошибки распознавания в процессе обучения нейронной сети представлено на рис. 7. Общая схема принятия решений представлена на рис. 8. После определения петли с течью более точное нахождение места течи проводится по показаниям сработавших датчиков этой петли.

ВЫВОДЫ

При разработке алгоритма обнаружения и определения местоположения течи использован оригинальный подход, основанный на совместном использовании множественных полиномиальных моделей и нейронной сети обратного распространения.

С использованием метода группового учета аргументов построены множественные полиномиальные модели фильтрации акустических шумов при обнаружении сигнала течи, позволяющие уменьшить число ложных срабатываний системы.

Нейросетевой алгоритм позволил провести распознавание комбинаций сигналов, соответствующих течи трубопроводов разных петель реактора и разным наборам датчиков, реагирующих на течь.

Полученные результаты используются в системе, работающей на Калининской АЭС.

Литература

1. Морозов С.А., Ковтун С.Н., Бударин А.А. и др. Система акустического контроля течей (САКТ) / Препринт ФЭИ-3082. – Обнинск: ФЭИ, 2006. – С. 24.
2. Скоморохова А.О., Белоусов П.А., Морозов С.А. Кластерный анализ сигналов системы акустического контроля течи // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 4. – С. 3-12.
3. Ивахненко А.Г. Индуктивный метод самоорганизации моделей сложных систем. – Киев: Наукова думка, 1982.
4. Skomorokhov A.O. Adaptive learning networks in APL2//APL Quote Quad. – 1993. – V. 24. – № 1. – P. 219-229.
5. Skomorokhov A. Neural network implementation in K. <http://nsl.com/k/nnn.k>.
6. Kdb+ database and q-programming language. – <http://kx.com/>. <http://kx.com/>.
7. Белоусов П.А., Скоморохов А.О. Разработка и применение методов обнаружения изменения свойств и прогнозирования временных рядов в задачах диагностирования АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 3. – С. 3-12.



Рис. 8. Общая схема принятия решений

Поступила в редакцию 25.10.2010

ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММЫ LINQUAD ДЛЯ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА ПЕРЕХОДНЫХ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ НА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000

М.А. Увакин, И.Г. Петкевич

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Рассматривается применение программы LINQUAD для анализа неопределенностей расчета переходных процессов на примере международной тестовой задачи с разрывом паропровода реакторной установки. Проводится сравнение методики программы LINQUAD с методикой GRS, широко применяемой для решения подобных задач. Описываются результаты параметрического анализа неопределенностей расчетов рассматриваемого процесса, выполненных при помощи программного комплекса KOP-CAP/ГП.

Ключевые слова: анализ неопределенностей, валидация программных кодов, переходный аварийный процесс, параметры расчетной модели, метод GRS, формула Вилкса.

Key words: uncertainty analysis, program codes validation, transient emergency process, calculation model parameters, GRS method, Wilks formula.

В настоящее время в связи с интенсивным развитием программных средств и методов расчета ядерных энергетических установок особую роль играет проведение качественного численного анализа неопределенностей получаемых результатов и применяемых расчетных моделей. Для анализа неопределенностей требуется большой объем вычислений. Поэтому с целью минимизации количества расчетов необходима разработка соответствующих методик и программных средств. В работе [1] подробно рассматривалась усовершенствованная методика проведения анализа неопределенностей, основанная на разложении результирующей величины в степенной ряд по входным параметрам. Также описывалась программа LINQUAD, реализующая указанную методику, приводились результаты ее применения для анализа неопределенностей нейтронно-физических расчетов ячейки реактора ВВЭР и анализировались основные преимущества данного подхода.

В работе предлагается более значимая оценка возможностей методики программы LINQUAD. В качестве расчетных данных для анализа неопределенностей

взята тестовая международная задача V1000CT-2 [2] о разрыве паропровода на шестом энергоблоке АЭС Козлодуй (Болгария) с реактором ВВЭР-1000. Расчет переходного процесса проводился с помощью программного комплекса (ПК) KORCOP/ГП [3], широко используемого для расчета задач подобного класса.

Программный комплекс KORCOP/ГП предназначен для расчета однофазных и двухфазных теплогидравлических процессов. Также с его помощью возможен со-пряженный теплогидравлический и нейтронно-физический расчет. ПК KORCOP/ГП разработан в НИТИ им. Александрова с учетом накопленного опыта по расчету ядерных энергетических установок. В настоящее время этот комплекс активно используется для расчета различных режимов (включая аварийные) работы реакторных установок с ВВЭР и различных стендов.

Теплогидравлический блок представлен одномерными расчетами на основе полностью неравновесной (термически и механически) двухжидкостной модели с равными давлениями фаз. Используются по три уравнения сохранения для жидкой и паровой фаз: массы, энергии и импульса. В основе пространственной дискретизации лежит метод контрольных объемов. Для решения по времени выбрана полуяевная схема.

Нейтронно-физический расчет производится в трехмерном двухгрупповом диффузионном приближении с шестью группами запаздывающих нейтронов. Имеется возможность использования классической диффузионной модели и метода коррекции коэффициентов диффузии (метод Аскью-Такеда). Метод коррекции коэффициентов диффузии заключается в уточнении описания потоков вблизи границ областей с различными нейтронно-физическими свойствами (на границах топливных сборок).

Международная тестовая задача V1000CT-2. Данная работа посвящена сопоставлению двух методик анализа неопределенностей. Он проводится для результатов расчета международной тестовой задачи V1000CT-2 о гипотетическом разрыве паропровода на шестом энергоблоке АЭС Козлодуй с реакторной установкой типа ВВЭР-1000. Данная задача имеет несколько вариантов. В настоящей работе используются результаты расчетов с граничными условиями на патрубках реактора и пессимистичный сценарий развития аварии. Граничные условия представлены в описании задачи [2].

Общее описание рассчитываемой задачи таково. Переходный процесс, вызванный разрывом паропровода после парогенератора первой петли, характеризуется глубоким расхолаживанием (на 80 К) аварийной петли. Принимаются три консервативных допущения:

- неотключение главного циркуляционного насоса аварийной петли;
- застревание двух стержней защиты на периферии активной зоны со стороны аварийной петли;
- вес аварийной защиты снижен до 3,5%.

Последнее из указанных допущений приводит к тому, что в переходном процессе после срабатывания аварийной защиты наблюдается выход на повторную критичность из-за захолаживания теплоносителя.

Развитие аварийного процесса проходит следующим образом.

В начале процесса мощность резко падает из-за срабатывания аварийной защиты (рис. 1). Теплоноситель аварийной петли расхолаживается. Вследствие обратной связи по плотности теплоносителя реактор выходит на повторную критичность, что приводит уже к последующему росту мощности до 40–60% от номинального значения. Причем теплоноситель аварийной петли входит лишь в определенную область активной зоны, поскольку перемешивается в напорной камере реак-

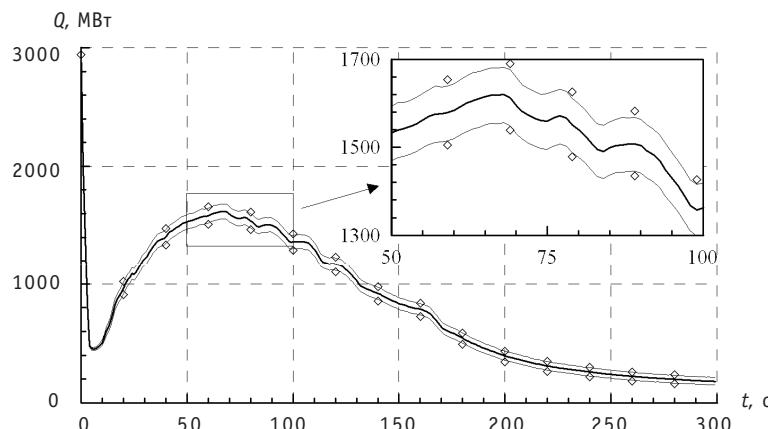


Рис. 1. Тепловая мощность реактора: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ◆ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

тора только частично. Эта область занимает примерно четверть активной зоны и расположена со стороны аварийной петли. Из-за обратных связей по плотности теплоносителя возникает большая неравномерность потока нейтронов. В зоне застрявших стержней аварийной защиты энерговыделение ТВС оказывается в 4–5 раз больше среднего.

Поскольку аварийный парогенератор остается не отсеченным от разрыва, то вода из него полностью выпаривается (поступление питательной воды в парогенератор прекращается вследствие закрытия арматуры регуляторами). Теплоотвод от первого ко второму контуру в нем практически полностью прекращается, поэтому вода в аварийной петле постепенно нагревается. В итоге, на завершающей стадии процесса мощность реактора падает из-за положительного коэффициента реактивности по плотности теплоносителя (на входе в реактор повышается средняя температура теплоносителя, и, соответственно, снижается его плотность).

Источники неопределеностей и классификация методик. На данный момент в мире используются несколько программ анализа неопределенностей, отличающихся друг от друга методикой и целями. Можно выделить три вида источников неопределенностей результатов реакторного расчета: *неопределенность методики расчета, неопределенность по внутренним параметрам модели, неопределенность по входным параметрам модели*.

По возможности, *неопределенности по внутренним параметрам* присоединяются к типу *неопределенностей по входным параметрам*, поскольку они являются величинами одного рода. По исследованиям МАГАТЭ [4] выделены два основных подхода к оценке неопределенностей:

- *влияние входных неопределенностей* (propagation of input uncertainties);
- *экстраполяция результирующих неопределенностей* (extrapolation of output uncertainty).

Подход исследования *влияния входных неопределенностей* состоит в оценке их воздействия на результирующие параметры и реализуется в два этапа:

- определение *влияющих входных параметров*, их погрешностей и функций распределения или неопределенностей;

- расчет неопределенности и чувствительности результирующих параметров.

Существуют методики двух типов в рамках данного подхода – *вероятностного* и *детерминистического* анализа неопределенностей.

В первом случае результат анализа носит вероятностный характер, т.е. цель расчетов – определить квантиль^{*} заданного уровня [5]. Таким является, например, GRS-метод [6]. В случае детерминистического анализа неопределеностей выбирается приемлемая, оправданная граница, охватывающая область изменения результирующего параметра [7]. Могут также применяться консервативные коррекции этой границы.

Представителями подхода экстраполяции результирующих неопределенностей являются методы UMAE (Uncertainty Methodology Based on Accuracy Extrapolation) и CIAU (Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty) [4]. Суть этих методов заключается в том, что неопределенность переносится из известных экспериментальных данных на исследуемый процесс. Сначала вычисляется неопределенность для тестовых расчетов набора экспериментов, затем она переносится в результаты расчета процесса, физически сходного с данными экспериментами. Недостатком этих методов является ограниченность их применения определенным набором задач. С другой стороны, это единственные методы, количественно определяющие погрешность методики расчета.

Методики LINQUAD и GRS. Предложенный авторами в работе [1] метод LINQUAD является вероятностным и относится к подходу влияния входных неопределенностей. Суть методики LINQUAD заключается в получении с некоторой погрешностью явного вида зависимости результатов расчета от входных параметров модели, т.е. в построении вспомогательной поверхности (response surface). Аналогичный подход используется, например, в методике CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty).

Для построения вспомогательной поверхности используется разложение результирующих параметров в степенной ряд по входным параметрам. Ряд включает в себя в общем случае только линейную и квадратичную части. Коэффициенты ряда рассчитываются по простым формулам на основе серии расчетов рассматриваемой задачи с определенными значениями входных параметров. Введем обозначения: y – отклонение результирующего параметра от его номинального значения, x_i – отклонение входных параметров от их номинальных значений. Тогда

$$y = F(\vec{x}), \quad (1)$$

где под F понимается расчет программным комплексом результирующих параметров, \vec{x} – вектор значений входных параметров.

Результирующий параметр представляется в виде ряда

$$y \approx y_T = \sum_{i=1}^N A_i x_i + \sum_{\substack{i,j=1 \\ j \geq i}}^N B_{jk} x_j x_k, \quad (2)$$

где A_i, B_{jk} – коэффициенты, которые определяются по формулам

$$A_i = \frac{F(x_i = a_i) - F(x_i = -a_i)}{2a_i}, \quad x_l = 0, \quad l \neq i, \quad (3)$$

$$B_{jj} = \frac{F(x_j = a_j) + F(x_j = -a_j)}{2a_j^2}, \quad x_l = 0, \quad l \neq j, \quad (4)$$

$$B_{jk} = \frac{F(x_j = a_j, x_k = a_k) + F(x_j = -a_j, x_k = -a_k) - B_{jj}x_j^2 - B_{kk}x_k^2}{2a_j a_k}, \quad x_l = 0, \quad l \neq j, \quad l \neq k. \quad (5)$$

* Квантиль уровня α – число x_α обладающее следующим свойством: случайная величина X не превышает числа x_α с вероятностью α , т.е. $P(X \leq x_\alpha) = \alpha$. Погрешность расчета обычно характеризуется двумя симметричными квантилями: $x_{1-\alpha} < X < x_\alpha$, где $\alpha > 0.5$. В таком случае интервал $(x_{1-\alpha}, x_\alpha)$ является доверительным интервалом с доверительной вероятностью $2\alpha-1$. Обычно в реакторных задачах $\alpha \geq 0.95$.

В формулах (3)–(5) подразумевается, что расчеты проводятся при нулевых значениях всех аргументов x_i кроме указанных.

После получения явной зависимости (2) неопределенность результатов расчета оценивается методом Монте-Карло с накоплением статистики большого объема (10^6 – 10^8). Таким образом, трудоемкая часть работы сводится к определению коэффициентов разложения в степенной ряд.

Метод GRS является одним из наиболее практикуемых в настоящее время для анализа неопределенностей, и был выбран в качестве эталона. Метод GRS принципиально отличается подходом к анализу неопределенностей. Принцип метода заключается в наборе статистики определенного объема, определяемого формулами Вилкса (6)–(7) по двум параметрам метода: доверительной вероятности α и надежности γ . Смысл этих параметров поясняется ниже. При этом расчеты производятся со случайными значениями входных параметров. По накопленной статистике оценивают неопределенности результирующих параметров.

Для односторонней погрешности формула Вилкса имеет вид

$$1 - \alpha^N \geq \gamma, \quad (6)$$

для двусторонней

$$1 - \alpha^N - N(1 - \alpha)\alpha^{N-1} \geq \gamma. \quad (7)$$

Суть метода GRS проще пояснить на примере поиска односторонней погрешности. Задача исследования сводится к определению границы области изменения результирующего параметра, консервативной по отношению к искомой квантили уровня α . Например, если требуется найти квантиль уровня $\alpha = 95\%$, то «успешным» результатом поиска будет квантиль более высокого уровня. Вероятность такого «успеха» и называется надежностью метода γ . Например, если задана надежность $\gamma = 90\%$, то в 90% исследований будет найдена квантиль более высокого уровня, чем α , а в 10% – меньшего уровня, т.е. в 90% случаях будет найдена консервативная граница, а в 10% – неконсервативная. Но в целом результаты исследований в большинстве случаев будут лежать около искомой квантили.

Исследование двусторонней границы может быть двух типов. Во-первых, оно может сводиться к случаю поиска односторонней погрешности. Во-вторых, целью исследования может быть определение интервала, в который результирующая величина попадает с заданной вероятностью α . Во втором случае «успешным» будет исследование, в котором интервал найден более широкий, чем нужно, и «неудачным», если более узким. Также вероятность успеха определяется заданной надежностью γ . Результаты исследования, то есть границы найденного интервала, в большей части случаев будут лежать рядом с квантилями уровня $(100 - \alpha)/2$ и $\alpha - (100 - \alpha)/2$, α – в процентах.

Технически задача решается следующим образом. По формулам Вилкса (6)–(7) через заданные параметры метода, доверительную вероятность α и надежность γ определяется требуемый для оценки неопределенностей объем статистики N . N раз производится расчет со случайными значениями входных и внутренних параметров в соответствии с их функциями распределения. Далее из набора значений результирующего параметра выбирается либо одно крайнее значение для случая односторонней погрешности, либо два крайних значения для случая двусторонней погрешности. Эти значения и принимаются за границы области погрешности результирующего параметра.

Валидация LINQUAD. Для подтверждения адекватной работы программного комплекса LINQUAD была проведена его валидация на основе сравнения с методикой GRS. Была поставлена цель: в задаче V1000CT-2 найти неопределенность расчета, вызванную неопределенностями граничных и начальных условий. Расчет

задачи проводился с граничными условиями на патрубках реактора. Моделировался только реактор с внутрикорпусными устройствами. Срабатывание аварийной защиты было принято в определенный момент времени, поэтому оно не создавало нелинейности в зависимости результатов расчета от входных параметров. Никакие другие защиты и регуляторы не моделировались в данном процессе. Технологическая схема реактора состоит примерно из 5000 ячеек (контрольных объемов), распределенных по всему объему реактора.

Всего используется девять граничных условий: температура и расходы теплоносителя в холодных патрубках и давление теплоносителя в горячем патрубке аварийной петли. Также используется одно начальное условие – тепловая мощность в нулевой момент времени. При этом принимается, что значения граничного условия для всех моментов времени полностью коррелированы, т.е. они имеют одинаковое отклонение в течение всего времени процесса. Например, если отклонение для температуры теплоносителя в первой петле составляет минус 1°C, то вся кривая зависимости температуры в первой петле от времени опускается на 1°C. Значения отклонений для разных петель, наоборот, полностью некоррелированы, т.е. независимы.

В задаче приняты входные неопределенности, реалистичные для реакторных расчетов. Они равны погрешностям измерений на АЭС и указаны в спецификации к задаче V1000CT-2. Значения этих погрешностей приведены в табл. 1.

Таблица 1

Погрешности рассчитываемых параметров

Параметр	Погрешность
Температура теплоносителя в холодных патрубках, К	2
Массовый расход теплоносителя в холодных патрубках, кг/с	200
Давление в горячем патрубке петли парогенератора, МПа	0,3
Начальное значение тепловой мощности реактора, % от номинальной мощности	2

Для методики LINQUAD поставлена задача определения для результирующих параметров квантили уровня 2,5 и 97,5%. В этом случае доверительному интервалу соответствует доверительная вероятность 95%.

Для методики GRS поставлена задача определения односторонних погрешностей (для обеих сторон) с параметрами: доверительная вероятность 97,5% и надежность 95%. Такая постановка задачи для методики GRS наилучшим образом соответствует задаче определения квантилей. Результаты валидации отображены на рис. 1–8. На рисунках построены графики наиболее характерных и важных для процесса параметров, по которым сравнивались результаты расчетов разных исследователей. Помимо результатов расчетов по номинальным значениям влияющих параметров представлены квантили, найденные методиками LINQUAD и GRS. Квантили, найденные по двум методикам, хорошо согласуются. Кроме того, неопределенности, найденные по методике GRS, шире, чем неопределенности, найденные по методике LINQUAD. Это вызвано, скорее всего, реализацией «успешного», т.е. консервативного, варианта расчета по методике GRS.

Для расчетов с помощью методики LINQUAD потребовалось 30 расчетов: 20 для поиска коэффициентов разложения в степенной ряд и 10 для проверки точности разложения. При этом были найдены все линейные и диагональные квадратичные коэффициенты разложения в степенной ряд. Как показал проверочный расчет, при таком подходе вспомогательная поверхность отличалась от реальных значений

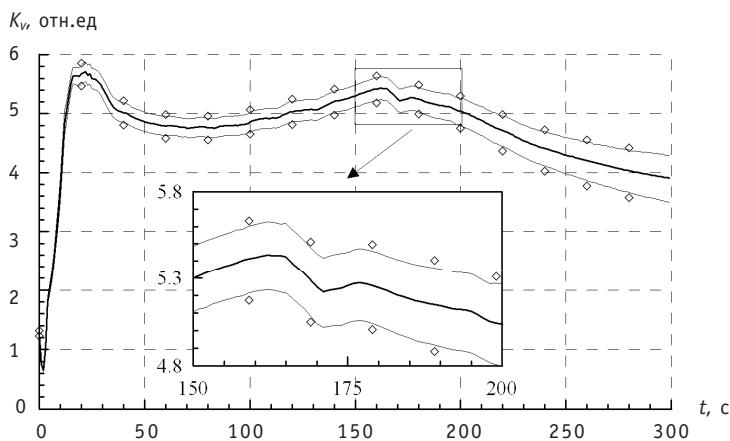


Рис. 2. Объемный коэффициент неравномерности: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

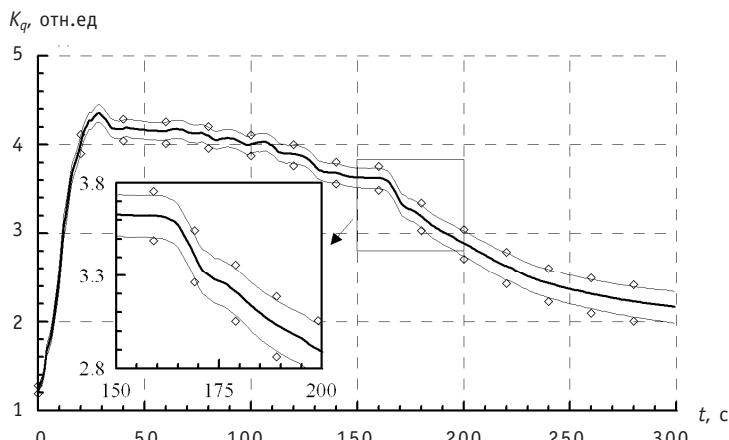


Рис. 3. Энерговыделение в наиболее энергонапряженной ТВС (относительно среднего тепловыделения по всем ТВС): — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

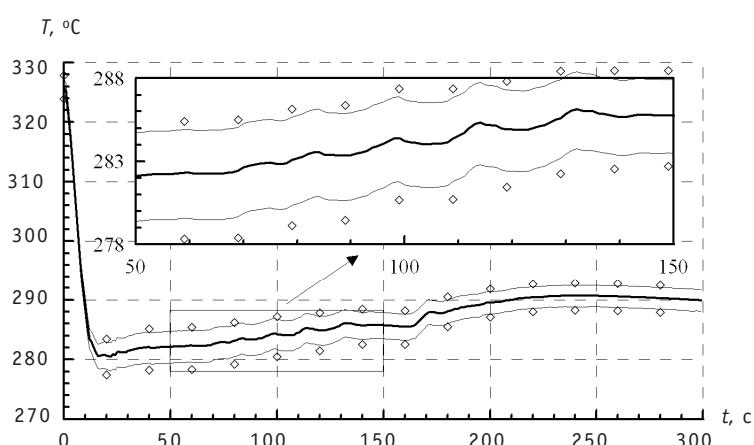


Рис. 4. Температура теплоносителя на выходе из наиболее энергонапряженной ТВС: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

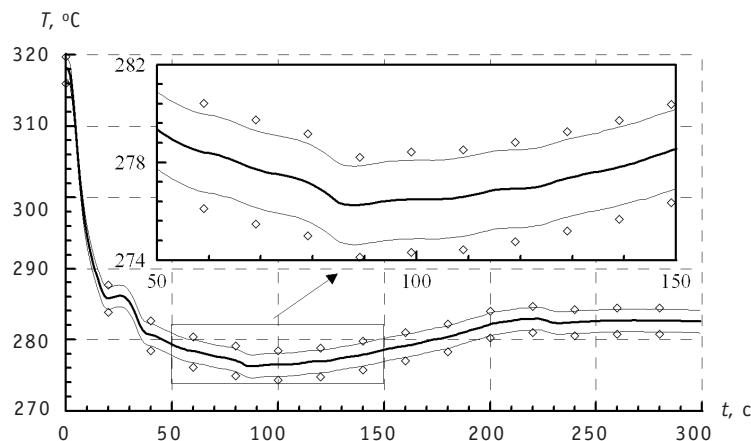


Рис. 5. Температура теплоносителя в горячем патрубке первой петли: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ◆ – GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

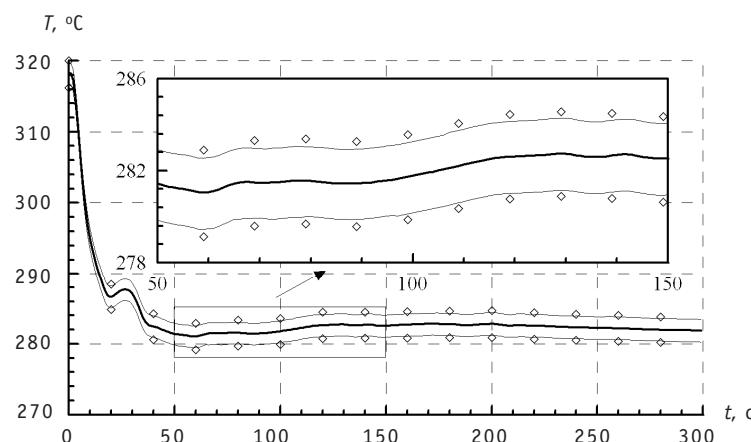


Рис. 6. Температура теплоносителя в горячем патрубке второй петли: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ◆ – GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

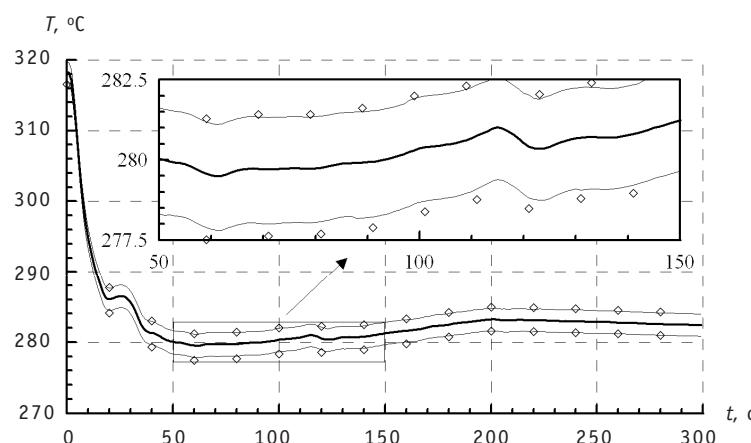


Рис. 7. Температура теплоносителя в горячем патрубке третьей петли: — номинальная зависимость; — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ◆ – GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

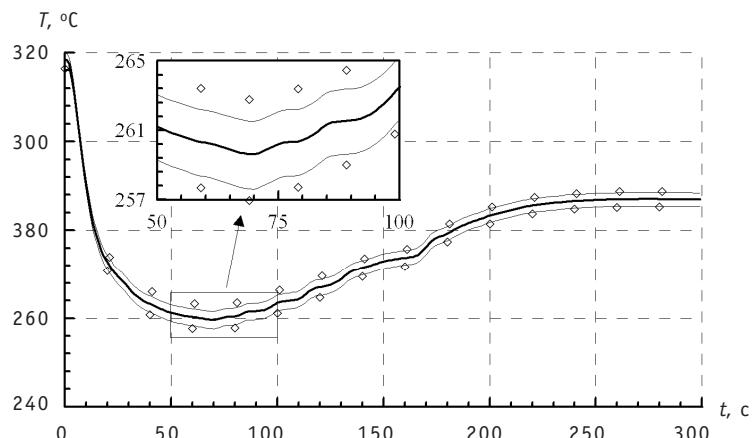


Рис. 8. Температура теплоносителя в горячем патрубке четвертой петли: — номинальная зависимость; - - LINQUAD, квантилы уровня 2,5 и 97,5%; \diamond – GRS, квантилы уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

результатирующих параметров не более, чем на 1%. Таким образом, в задаче не было необходимости в поиске недиагональных коэффициентов разложения в степенной ряд, что сэкономило время расчетов. Для аналогичных вычислений по методике GRS потребовалось 119 расчетов. В случае поиска двусторонней погрешности потребовалось бы 93 расчета. В результате применение методики LINQUAD обеспечило выигрыш по количеству расчетов в 3–4 раза.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показали применимость программного комплекса LINQUAD к анализу неопределенностей для переходных процессов на реакторных установках. При этом результаты метода GRS, признанного мировым научным сообществом, оказались более консервативными по отношению к результатам метода LINQUAD, что и следовало ожидать.

Следует отметить ограниченность сферы применения методики LINQUAD – она не применима в случае нелинейной зависимости результатирующих параметров от входных параметров. Такая нелинейность возникнет, например, если в задаче имеет место автоматическая работа регуляторов.

Однако для остальных задач методика LINQUAD может дать существенный выигрыш в снижении количества необходимых для анализа неопределенностей расчетов ЯЭУ по сравнению с методикой GRS, что немаловажно, учитывая огромный объем и многовариантность расчетов ЯЭУ. Кроме того, результаты методики GRS имеют значительную дисперсию, а методика LINQUAD лишена этого недостатка.

Литература

1. Увакин М.А., Петкевич И.Г. Оценка неопределенности расчетных моделей путем разложения результатирующей величины по входным параметрам // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2 – С. 38–45.
2. Kolev N., Petrov N., Donov J., Angelova D., Aniel S., Royer E., Ivanov B., Ivanov K., Lukyanov E., Dinkov Y., Popov D., Nikonorov S. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark PHASE 2 (V1000CT-2), V. II: MSLB Problem – Final Specifications, OECD Nuclear Energy Agency, 2006.
3. Программный комплекс КОРСАР/ГП. Аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009, НТЦ ЯРБ.
4. Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, safety reports series no. 52. – International Atomic Energy Agency, 2008.

5. Севастьянов Б.А. Курс теории вероятностей и математической статистики. – М.: Наука, ФМЛ, 1982.
6. Glaeser H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, research article, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008, Article ID 798901, 7 page, 2008.
7. Увакин М.А. Использование метода стохастической аппроксимации при анализе неопределенностей моделей нейтронно-физического расчета/ В сборнике научных трудов XIV Семинара по проблемам физики реакторов ВОЛГА-2008. – М.: МИФИ, 2008.

Поступила в редакцию 3.08.2010

ОПТИМИЗАЦИЯ СТРУКТУРЫ СЕТИ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНЫХ ГЕНЕТИЧЕСКИХ АЛГОРИТМОВ И НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ

С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, Г.И. Афанасьев, И.А. Пичугина

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск



Рассматривается задача оптимизации структуры сети мониторинга радиоактивно загрязненных территорий. Для решения задачи применяются многокритериальные методы оптимизации, основанные на использовании генетических алгоритмов и нейронных сетей. В процессе решения используется геоинформационная система (ГИС) загрязненной территории Брянской области. Проведенные исследования показывают эффективность интеграции генетических алгоритмов, нейронных сетей и ГИС для решения задач охраны окружающей среды и оптимизации сетей мониторинга загрязненных территорий.

Ключевые слова: сеть мониторинга, многокритериальный анализ решений, генетические алгоритмы, нейронные сети, ГИС, защита окружающей среды.

Key words: monitoring network, multiobjective decision analysis, genetic algorithms, neural networks, GIS, remediation of radioactively contaminated territories.

ВВЕДЕНИЕ

Мониторинг всех компонент биосфера, в том числе концентрации различного рода радиоактивных и токсических веществ в атмосферном воздухе, водных системах, а также в почве, является неотъемлемой частью современных концепций защиты населения и охраны окружающей среды.

Проблематике проектирования и исследования систем мониторинга уделяется широкое внимание в научно-практических исследованиях и рекомендациях соответствующих международных и национальных организаций и ведомств [1–15].

Ключевой задачей организации и проведения мониторинга территории является оценка различных величин (характеристик) в пространстве, в том числе связанных с официально регулируемыми показателями (идентификация в пространстве и времени участков (территорий) с превышением установленных показателей риска, например, уровней загрязнения радионуклидами, стойкими химическими соединениями и т.п.).

© С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, Г.И. Афанасьев, И.А. Пичугина, 2010

При решении задач безопасности и оценки качества окружающей среды можно выделить следующие основные цели проектирования сетей мониторинга:

- оценка соответствия показателей качества окружающей среды установленным нормативам;
- создание системы контроля чрезвычайных ситуаций (аварий, выбросов и т.п.);
- анализ динамики (направления) движения загрязнителей;
- обеспечение (систематизированными) данными для проведения оценок и исследований последствий выбросов (загрязнения), а также анализа защитных и восстановительных мероприятий.

Анализ сети мониторинга представляет собой задачу создания модели для пространственно-временного описания объектов сети и оценки множества критериев, по значениям которых можно судить о качестве исследуемой сети мониторинга [1–3, 6–8, 12–16]. Такие задачи встречаются в самых различных научно-практических исследованиях: в экологии и биологии (распределение популяций животных или растений), в геологии (анализ землетрясений различной мощности), в метеорологии и гидрологии (анализ широкого множества климатических и гидрологических измерений), в промышленности и сельском хозяйстве (анализ выбросов и загрязнения территории (с.-х. угодий)) и др.

Анализ данных сети мониторинга является необходимой частью работ по созданию, верификации и применению моделей пространственно-временных явлений, созданию карт различной степени детализации и, в конечном итоге, поддержки принятия решений по управлению соответствующими объектами или территориями. Особое внимание уделяется организации сети мониторинга для анализа последствий функционирования и возможных аварий в атомной и химической промышленности.

Базовые методы анализа сети мониторинга могут быть объединены в следующие группы: геометрические, статистические, фрактальные, а также интерполяционные методы [1–8]. Необходимо подчеркнуть также значимость применения ГИС-технологий в решении всего спектра задач анализа и оптимизации пространственно распределенных сетей мониторинга.

Под оптимизацией сети мониторинга окружающей среды понимают создание такой ее пространственной и временной структуры, которая предоставляет возможность или способствует оптимальному достижению поставленных целей в рамках заданных (согласованных) критерии, ограничений и предпочтений.

Можно выделить следующие основные классы задач, связанные с проблематикой пространственно-временной оптимизации сети мониторинга в рамках решения различных задач защиты населения и охраны окружающей среды [12–16]:

- проектирование сети мониторинга;
- улучшение имеющейся сети мониторинга через добавление дополнительных точек измерений;
- выбор из имеющейся сети мониторинга сети меньшего размера, не уступающей или превосходящей исходную сеть с точки зрения используемых критериев оптимизации.

Выбор множества критериев для решения многокритериальной задачи оптимизации сети мониторинга является ключевым этапом при проектировании сети. Следующая группа критериев общего характера может использоваться при решении задач оптимизации сети мониторинга:

- стоимость системы мониторинга; при этом учитываются различные составляющие стоимости (общая стоимость создания системы, поддержка, стоимость измерений, оценка стоимости жизненного цикла); стоимость сети может рассматриваться также как одно из ограничений, используемых в процессе оптимизации;

- средняя ошибка (невязка) оценки исследуемой величины для рассматриваемой территории (при этом для оценки указанного и других критериев могут использоваться методы геостатистики, имитационные методы, нейронные сети);
- максимальная ошибка оценок для рассматриваемой территории;
- ущерб от неправильной классификации или принятых мер, зависящих от структуры данной сети;
- ряд других критериев, определяемых спецификой рассматриваемой задачи.

Для решения задачи оптимизации структуры сети мониторинга могут быть использованы следующие два общих подхода [10, 11]: поиск парето-оптимальных решений и (или) выбор «наилучшей» альтернативы с использованием других методов многофункционального анализа решений.

Поиск парето-оптимальных решений позволяет сузить множество рассматриваемых альтернатив от бесконечного (или достаточно большого) до приемлемого количества недоминируемых альтернатив. Дальнейший выбор нескольких или единственной «оптимальной» альтернативы решается ЛПР или согласовывается экспертами (заинтересованными сторонами); при этом могут быть использованы методы дискретного многофункционального анализа решений (например, MAVT, TOPSIS, PROMETHEE [11] и др.). Для поиска парето-оптимальных альтернатив применяются методы многоцелевого анализа решений (multiobjective decision making, MODM) [11]. В рамках решения задач многоцелевой оптимизации могут быть использованы эволюционные (генетические) алгоритмы, а также методы линейного программирования [9, 10].

Выбор «оптимальной» (согласованной) альтернативы как результат применения методологии многофункционального анализа решений, в том числе и выбор единственной «оптимальной» альтернативы из множества Парето, является результатом процесса интеграции объективных показателей с (субъективными) предпочтениями ЛПР, экспертов и заинтересованных сторон.

В зарубежной и отечественной литературе опубликован ряд работ по оптимизации сетей мониторинга в различных областях: оптимизация сетей мониторинга в гидрологии, включая мониторинг как поверхностных (речных, озерных), так и подземных (грунтовых) водных систем [12, 13, 16, 24], оптимизация сетей дорог [27] и трубопроводов [29], оптимизация беспроводных сенсорных сетей [14, 28] и др. [10].

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В выбранных хозяйствах (хозяйства «Комсомолец» и «Решительный» Новозыбковского района Брянской области, РФ) имеется n полигонов (территорий различного типа землепользования), формирующих множество исследуемых объектов $A=\{A_i, i=1,\dots,n\}$. По каждому полигону необходимо имеется оценка рассматриваемого показателя – плотности поверхностного загрязнения полигона радионуклидами ^{137}Cs ($\text{Ки}/\text{км}^2$) [30]. Требуется построить сеть мониторинга – выбрать подмножество полигонов (с.-х. угодий, населенных пунктов), в которых будут производиться измерения загрязнения, а загрязнение других полигонов будет определяться с использованием методов математического моделирования. При этом формируемая сеть мониторинга должна быть «оптимальной» с точки зрения используемых критериев. В данной работе используются следующие критерии оптимизации сети мониторинга:

- C_1 – средняя относительная ошибка сети мониторинга, рассчитываемая по формуле

$$C_1 = \frac{\sum \delta_i}{N},$$

где N – число рассматриваемых точек мониторинга, $\delta_i = \frac{|V(x_i) - V^*(x_i)|}{V(x_i)}$ – относи-

тельная ошибка значения; при этом $V(x_i)$ – значение рассматриваемой величины в точке x_i , полученное по результатам радиационного мониторинга, $V^*(x_i)$ – значение загрязнения в точке x_i , полученное с применением математической модели (модельная оценка); в данной работе модельные оценки основаны на применении нейронных сетей;

• C_2 – стоимость создания (поддержки) сети мониторинга (определяется количеством замеров, которые, согласно методическим рекомендациям по проведению мониторинга радиоактивно загрязненных территорий, необходимо провести на каждом полигоне землепользования (на пашне, поле, пастбище, сенокосе, в населенном пункте, в лесном массиве, а также на других полигонах, приведенных на соответствующей карте землепользования исследуемой территории)). Для исследуемого типа мониторинга плотности поверхностного загрязнения рассматриваются линейная зависимость стоимости мониторинга полигона (для получения среднего значения загрязнения на данном полигоне) от площади полигона, исходя из которой определяют количество точек отбора проб.

В рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий, согласно существующим рекомендациям, стоит задача регулярного мониторинга загрязненных территорий, в частности, полного мониторинга всех с.-х. угодий. С учетом объема и стоимости работ возникает естественный вопрос о выборе подмножества полигонов, на которых проводится отбор проб, и использовании методов геостатистики (нейронных сетей) для оценки значений загрязнения в других полигонах с приемлемой точностью.

Учитывая объем рассматриваемых данных, опыт применения геостатистических методов и нейронных сетей, а также соответствующие временные затраты на проведение оценок и дальнейшего их использования в рамках многоцелевых оптимизационных алгоритмов, принято решение использовать искусственные нейронные сети для проведения оценок плотности поверхностного загрязнения радионуклидами ^{137}Cs в точках, не вошедших в сеть мониторинга.

Под альтернативой в данной задаче понимается множество полигонов, попавших в формируемую сеть мониторинга; для не вошедших в сеть мониторинга полигонов проводится оценка значения исследуемой величины с использованием нейронных сетей.

В рассматриваемом нами регионе (два хозяйства Новозыбковского р-на Брянской обл.) в общем случае можно выделить около 2^{200} альтернатив. Очевидно, в данном случае речь не может идти о полном переборе возможных вариантов.

Для решения рассматриваемой задачи были использованы генетические алгоритмы [21, 23], хорошо зарекомендовавшие себя как эффективные «оптимизаторы» для решения широкого круга задач (в том числе и комбинаторного типа).

ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА

Для решения двухкритериальной задачи оптимизации структуры сети радиационного мониторинга использовался гибридный подход, основанный на интеграции генетического алгоритма и искусственной нейронной сети.

Применяемые генетические алгоритмы

Многокритериальные генетические алгоритмы МОСЧС и NSGA-II зарекомендовали себя как весьма эффективные при решении широкого круга многоцелевых оптимизационных задач.

NSGA-II (Non-dominated Sorting Genetic Algorithm) [21] представляет собой улучшенную версию алгоритма NSGA [41]. NSGA-II основан на разбиении популяции на недоминируемые фронты решений и оценки плотности решений для ранжирования и формирования новых поколений популяции.

Алгоритм МОСЧС [23] представляет собой многокритериальную версию алгоритма СЧС [22], показавшую хорошие результаты при решении практических задач [18, 20]. Наиболее важные изменения в МОСЧС касаются механизма отбора: вместо ранжирования, согласно скалярному значению, в МОСЧС решения ранжируются с использованием расстояний ранжирования и уплотнения, которые по-добны тем, что применяются в NSGA-II [21].

Нейронная сеть для оценки пространственных данных

Оценка и всесторонний анализ пространственно распределенных данных является широко распространенной задачей. В настоящее время существует ряд методологически различных подходов к ее решению, включая классические подходы к интерполяции данных с использованием методов триангуляции, алгебраических полиномов, сплайнов, методов обратных расстояний, а также геостатистики, основанных на применении методов вариографии и кригинга [1, 4, 7, 8]. В последние годы для проведения оценок пространственно распределенных данных активно используются также искусственные нейронные сети (ИНС) [25]. Способность ИНС к обобщению и улавливанию взаимосвязей между данными позволяет решать с их помощью самый широкий круг задач оценки данных и прогноза явлений, классификации и распознавания, в том числе при неизвестных закономерностях между входными и выходными величинами и при зашумленных исходных данных. При этом, что зачастую является существенным преимуществом ИНС перед классическими методами, ИНС могут усваивать большой объем входных данных и имеют высокое быстродействие.

В рамках данной работы рассматриваются ИНС, на вход которых подаются географические координаты точки, в которой необходимо произвести оценку, а на выходе – оценка плотности поверхностного загрязнения в заданной точке.

На рисунке 1 приведена общая схема ИНС, рассматриваемых в данной работе: входной слой, на который подаются географические координаты центра полигона; два скрытых слоя, число нейронов в которых зависит от выбранной архитектуры сети (см. рис. 2 для сравнения), и выходной слой, с которого снимается оценка загрязнения. Ввиду того, что в нейронной сети используются только числа в диапазоне $[0, 1]$, входные и выходные данные проходили стадии нормализации на входном слое и денормализации на выходном. В качестве алгоритма обучения использовался алгоритм обучения с учителем с обратным распространением ошибки.

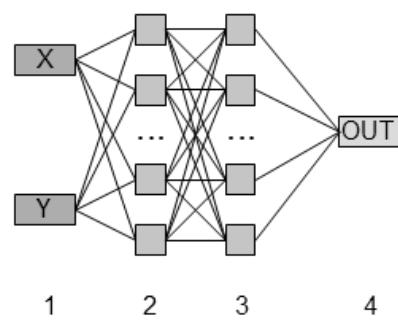


Рис. 1. Общая схема двухслойной нейронной сети: 1 – входной слой; 2 – первый скрытый слой; 3 – второй скрытый слой; 4 – выходной слой. Для каждого элемента слоя реализуются связи со всеми нейронами последующего слоя

Исследование проводилось на выборке объемом в 100 полигонов на хозяйстве «Комсомолец» Новозыбковского района Брянской области. Для выбора полигонов был разработан специальный алгоритм. Тестовая выборка формировалась из оставшихся полигонов, не попавших в обучающее множество.

На рисунке 2 приведены результаты исследования зависимости между среднеквадратической ошибкой $RMSE = \sqrt{\frac{\sum (V(x_i) - V^*(x_i))^2}{N}}$ (где N – число элементов в

множестве; $V(x)$ – значение рассматриваемой величины в точке x , полученное в рамках мониторинга, $V^*(x)$ – модельная оценка рассматриваемой величины в точке x) и временем, необходимым для обучения двухслойных нейронных сетей различной архитектуры. В результате всестороннего исследования для интеграции в генетический алгоритм было решено использовать сеть с архитектурой 2-7-5-1 как компромиссное решение с точки зрения среднеквадратической ошибки и времени обучения.

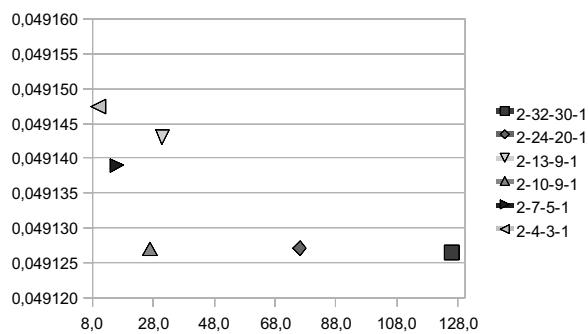


Рис. 2. Зависимость между среднеквадратической ошибкой и временем обучения (в секундах) для двухслойных сетей разной архитектуры

Время обучения нейронной сети является критическим параметром при интеграции в генетический алгоритм, т.к. для оценки каждого решения из популяции в каждом поколении необходимо проводить переобучение нейронной сети, что непосредственным образом влияет на время выполнения всего алгоритма. Нейронная сеть реализована в открытом программном пакете Encog (на языке Java), что позволило впоследствии интегрировать ИНС в генетический алгоритм.

Кодирование решений, параметры алгоритмов и постановка эксперимента

Решение задачи представляет собой подмножество полигонов карты Новозыбковского района, для которых определяются данные мониторинга.

Для кодирования решения можно использовать бинарный массив (0 – если для данного полигона используются данные мониторинга, 1 – если для получения загрязнения данного полигона используется ИНС), имеющий длину, равную количеству рассматриваемых полигонов (185 и 176 для хозяйств, рассматриваемых в рамках поставленной задачи).

Любой генетический алгоритм строится из блоков, которые можно менять на другие блоки того же типа. К таким блокам относятся операторы кроссинговера, мутации, отбора. Для каждого оператора задается свой набор параметров. Кроме этого существует ряд параметров, которые должны быть заданы непосредственно для алгоритма. Параметры алгоритмов для данной задачи приведены в табл. 1.

Выбор значений большинства параметров алгоритмов основан на статьях за-

Параметры генетических алгоритмов

Таблица 1

	NSGA-II	МОСНС
Размер популяции	50	50
Оператор кроссинговера	SinglePointCrossover	HUXCrossover
Вероятность кроссинговера	0.85	0.80
Оператор мутации	BitFlipMutation	BitFlipMutation
Вероятность мутации	0.05	0.05
Оператор отбора	BinaryTournament	Для родителей: RandomSelection Для нового поколения: RankingAndCrowdingSelection
Начальное значение сходимости	—	0.25
Коэффициент сходимости	—	0.05
Коэффициент элитизма	—	10

рубежных авторов, посвященных исследованиям данных алгоритмов [21, 23], а также на статьях о применении данных алгоритмов к другим комбинаторным задачам [18, 19, 23]. Остальные значения (размер популяции и др.) подбирались экспериментально.

Предлагаемый алгоритм оптимизации структуры сети мониторинга имеет следующий общий вид (детали различаются для разных алгоритмов и выбранных генетических операторов):

- генерация случайной популяции решений (каждое решение кодирует в своем генотипе одну из возможных сетей мониторинга);
- цикл
 - кроссинговер решений, мутация;
 - оценка популяции (по данным каждого решения проводится обучение ИНС, при этом полигоны с данными мониторинга представляют собой обучающее множество, а для остальных полигонов проводится оценка загрязнения с помощью обученной ИНС);
 - формирование новой популяции;
 - конец цикла (по количеству поколений, которое задается пользователем).

Для решения задачи использовалось специально разработанное приложение с графическим представлением популяций эволюционного алгоритма. Внешний вид приложения представлен на рис. 3. Вся логика алгоритмов и базовые эволюционные операторы основаны на Java-библиотеке с открытым исходным кодом JMetal [17].

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Все алгоритмы запускались в три подхода, результаты всех подходов для каждого алгоритма объединялись в единое множество. Итоговым результатом работы алгоритма считалось множество решений, полученное из объединенного множества после применения к нему принципа парето-доминирования и удаления

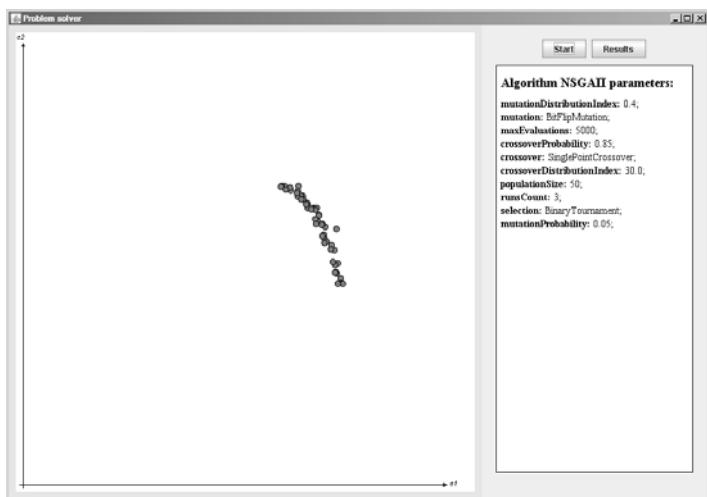


Рис. 3. Общий вид разработанного графического интерфейса: в центре – текущая популяция, справа представлены параметры алгоритма

доминируемых решений.

Алгоритмы исследовались на двух различных наборах данных (хозяйства «Комсомолец» и «Решительный» Новозыбковского района). Как видно из табл. 2, незначительное увеличение числа полигонов в рассматриваемом множестве приводит к существенному увеличению времени работы, что связано, в первую очередь, с необходимостью переобучения нейронной сети при оценке каждого нового решения в популяции.

Из таблицы 2 видно, что алгоритм МОСНС превосходит NSGA-II по производительности (что связано с большей вычислительной сложностью проводимого анализа в случае NSGA-II). Количество выдаваемых алгоритмами решений в целом можно считать достаточным для проведения дальнейшего анализа (например, многокритериальными методами анализа решений MAVT/MAUT, PROMETHEE). При всех запусках алгоритм NSGA-II выдавал более широкое распределение решений вдоль парето-фрона, что проявилось в большем количестве найденных недоминируемых решений. Решения, найденные алгоритмом МОСНС, как правило, были сгущены вокруг некоторой области парето-фрона.

Рассмотрим решения, полученные с использованием алгоритмов NSGA II и МОСНС, для двух рассматриваемых хозяйств Новозыбковского р-на Брянской обл. (табл. 3 и 4).

Таблица 2

Время и результаты работы генетических алгоритмов

Алгоритм	Хозяйство (количество полигонов)	Время выполнения, мин	Размер объединенного множества решений	Количество найденных решений
NSGA II	«Комсомолец» (185)	62,7	52	7
MOSHС	«Комсомолец» (185)	59,0	41	5
NSGA II	«Решительный» (176)	54,4	51	9
MOSHС	«Решительный» (176)	50,9	65	7

Таблица 3

**Результаты работы алгоритмов
(хозяйство «Комсомолец»)**

Алгоритм	$C_1, \%$	$C_2, \text{у.е.}$	Количество оценок (замеров)
Стоимость проведения замеров на всех полигонах 60 745 у.е.			
MOCHC	17,17	27 860	94 (91)
	17,20	25 345	99 (86)
	17,44	22 793	108 (77)
	19,14	20 766	113 (72)
	22,03	16 793	121 (64)
NSGA-II	16,45	36 141	84 (101)
	16,98	32 363	93 (92)
	17,60	27 825	94 (91)
	18,32	25 599	100 (85)
	19,54	23 057	107 (78)
	20,21	22 732	109 (76)
	22,73	20 039	115 (70)

Как видно из таблицы результатов, все решения в рамках одного запуска недоминируемые, и уменьшение значения одного критерия компенсируется повышением второго. При этом, если уменьшение средней ошибки с 20 до 19% обходится повышением стоимости на 1000 у.е., то уменьшение ошибки с 17 до 16% требует уже 8000 у.е. Решения, предложенные алгоритмом MOCHC, в целом обходятся несколько дешевле, чем решения, предложенные алгоритмом NSGA-II (например, решение с относительной ошибкой в 17% обходится в 22 800 и в 27 800 у.е. соответственно).

На рисунке 4 можно видеть типичное решение рассматриваемой задачи.

Таблица 4 подтверждает сделанные выводы: алгоритм NSGA-II дает более широкий охват парето-фрона (разброс средней ошибки от 14 до 22% против разброса 16 – 20% у алгоритма MOCHC), но при этом алгоритм MOCHC находит более выгодные компромиссы, например, сеть мониторинга со средней ошибкой 17% обходится в 22 800 у.е. В случае алгоритма MOCHC и 25 200 у.е. в случае алгоритма NSGA-II.

В целом, для двух рассматриваемых хозяйств, решения, предложенные алгоритмами, позволяют ограничиться взятием проб (включением в сеть радиационного мониторинга) на 30–50% всех

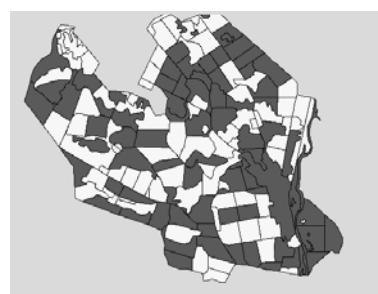


Рис. 4. Наложение данных одного из решений, предложенного генетическим алгоритмом на карту хозяйства «Решительный» Новозубковского района (темным указаны исключенные из мониторинга полигоны, в которых предлагаются использовать нейронную сеть)

Таблица 4

**Результаты работы алгоритмов
(хозяйство «Решительный»)**

Алгоритм	C_1 , %	C_2 , у.е.	Количество оценок (замеров)
Стоимость проведения замеров на всех полигонах 64 406 у.е.			
<i>MOSHC</i>	16,76	26 904	101 (75)
	17,20	22 818	110 (66)
	17,93	20 519	113 (63)
	18,82	18 485	118 (58)
	19,69	17 982	119 (57)
	19,84	15 022	124 (52)
	20,03	14 623	125 (51)
<i>NSGA-II</i>	14,82	34 692	81 (95)
	16,84	29 360	90 (86)
	17,05	27 743	91 (85)
	17,25	25 213	99 (77)
	18,02	24 346	105 (71)
	19,25	23 819	101 (75)
	19,39	20 339	116 (60)
	19,66	19 969	115 (61)
	22,11	18 912	112 (64)

полигонов с последующим проведением модельных оценок загрязнения на оставшихся 70–50% полигонов.

Безусловно, указанные значения не являются абсолютными, и определяются спецификой процесса пространственного распределения загрязнения в каждом конкретном случае.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрена задача оптимизации структуры сети мониторинга радиоактивно загрязненных территорий Брянской области. Для ее решения было предложено использовать гибридный подход, совмещающий использование многоцелевых генетических алгоритмов в поиске оптимальных решений и нейронных сетей для оценки значений радиоактивного загрязнения объектов землепользования исследуемого района. Разработан программный комплекс (основанный на открытой библиотеке JMetal для генетических алгоритмов и открытой библиотеке Encog для нейронных сетей), который может быть применен для решения широкого класса задач комбинаторной многокритериальной оптимизации.

Приводятся результаты экспериментов с несколькими многокритериальными генетическими алгоритмами (*NSGA-II* и *MOSH*). Для оценки результатов загрязнения радионуклидами ^{137}Cs в точках (полигонах), не вошедших в формируемую сеть мониторинга, используется оптимизированная и обученная нейронная сеть с двумя скрытыми слоями.

Из полученных результатов можно сделать вывод о превосходстве алгоритма *MOSH* над алгоритмом *NSGA-II* за счет нахождения оптимальных (с точки зрения

соотношения между средней ошибкой сети и ее стоимостью) решений, но при этом стоит отметить, что алгоритм NSGA-II дает более широкий охват парето-фронта, что может оказаться полезным для дальнейшего анализа.

Показано, что комбинирование генетических алгоритмов и нейронной сети дает хорошие результаты в решении задачи оптимизации структуры сети мониторинга: при экономии от 40 до 70% средств на мониторинг радиоактивно загрязненной территории получены оценки со средней относительной ошибкой от 14 до 23%. Учитывая ошибку самих данных мониторинга (10–20%), такой результат можно считать вполне удовлетворительным.

Предложенный подход, основанный на интеграции многокритериальных методов оптимизации и нейронных сетей, может быть использован для решения широкого круга задач моделирования и оптимизации пространственно распределенных данных (альтернатив) в рамках охраны окружающей среды и планирования землепользования.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации в рамках проекта ФЦП (Информатика) № 14.740.11.0360.

Литература

1. *Harmancioğlu N.B., Singh V.P. and Alpaslan M.N.* Environmental Data Management. – Boston MA: Kluwer Academic Publishers, 1998.
2. *Preparata F.P., Shamos M.I.* Computational geometry. – NY: Springer-Verlag, 1985. – P. 198-218.
3. *Smith D.R., Pumphrey M.E., Snow J.T.* A comparison of errors in objectively analysed fields for uniform and nonuniform station distribution//Journ. of Atmosph. and Oceanic Techn. – 1986. – V. 3. – P. 84-97.
4. *Cressie N.* Statistics for spatial data. – New-York: John Wiley & Sons, 1991. – 900 p.
5. *Mandelbrot B.B.* The fractal geometry of nature. – New-York: Freeman, 1983.
6. *Raes F., De Cort M., Grazini G.* Multifractal nature of radioactivity deposition on soil after the Chernobyl accident//Health Physics. – 1991. – V. 61. – P. 271-274.
7. *Gooverts P.* Geostatistics for natural resources evaluation. – Oxford Univ. Press, 1997. – 483 p.
8. Каневский М.Ф., Савельева Е.А., Демьянин В.В. и др. Кригинг и базовые методы геостатистики. – ВНИТИ. Проблемы окружающей среды и природных ресурсов. – 1999. – Вып. 11. – 136 с.
9. *Davis L.* Handbook of genetic algorithms. – New York: Van Nostrand, 1991.
10. Multiple Criteria Optimization. State of the Art Annotated Bibliographic Surveys/*Ed. by M. Ehrgott and X. Gandibleux*. – New York, Boston: Kluwer Academic Publishers, 2003. – 515 p.
11. Belton V. and Steward T. Multiple Criteria Decision Analysis: An Integrated Approach. – Boston, MA: Kluwer Academic Publishers, 2002. – 372 p.
12. *Wu J., Zheng Ch., Chien C.C.* Cost-effective sampling network design for contaminant plume monitoring under general hydrogeological conditions//Journ. of Contaminant Hydrology. – 2005(77). – P. 41- 65.
13. *Ning S.K. and Chang Ni-Bin* Multi-objective, decision-based assessment of a water quality monitoring network in a river system//J. Environ. Monit. – 2002. – 4. – P. 121-126.
14. *Jourdan D.B., de Weck O.L.* Layout optimization for a wireless sensor network using a multi-objective genetic algorithm//Proc. IEEE Vehicular Technology Conference, Milan, May 2004. 2466-2470.
15. *Rose R.* A smart technique for determining base-station locations in an urban environment//Proc. IEEE Vehicular Technology Conference. – 2001. – V. 50. – P. 43-47.
16. *Cieniawski S.E., Eheart J.W., Ranjithan S.* Using genetic algorithms to solve a multiobjective groundwater monitoring problem//Water Resources Research. – 1995. – V. 31. – P. 399-409.
17. *Durillo J.J., Nebro A.J., Luna F., Dorronsoro B., Alba E.* jMetal: a Java Framework for Developing Multi-Objective Optimization Metaheuristics. TechRep. ITI-2006-10, Departamento de Lenguajes y

- Ciencias de la Computaciyn, University of M6laga, 2006.
18. *Alba E., Molina G. and Chicano F.* Optimal placement of antennae using metaheuristics. In Numerical Methods and Applications (NM&A-2006), Borovets, Bulgaria, August 2006.
 19. *Blum C. and Roli A.* Metaheuristics in combinatorial optimization: Overview and conceptual comparison. ACM Computing Surveys, 35(3):268-308, 2003.
 20. *Cordon O., Damas S. and Santamaría J.* A chc evolutionary algorithm for 3d image registration. In Fuzzy Sets and Systems IFSA 2003, volume 2715/2003 of Lecture Notes in Computer Science, pages 404-411. Springer Berlin/Heidelberg, 2003.
 21. *Kalyanmoy Deb, Amrit Pratap, Sameer Agarwal and T. Meyarivan.* A fast and elitist multiobjective genetic algorithm: NSGA-II. IEEE Transactions on Evolutionary Computation, 6(2):182-197, 2002.
 22. *Eshelman L.J.* The CHC Adaptive Search Algorithm: How to Have Safe Search When Engaging in Nontraditional Genetic Recombination. – Morgan Kaufmann, 1991. – P. 265-283.
 23. *Nebro A.J., Alba E., Molina G., Chicano F., Luna F., Durillo J.J.* Optimal antenna placement using a new multi-objective chc algorithm/Proceedings of ACM GECCO 2007.
 24. *Cieniawski S.E., Eheart J.W. and Ranjithan S.* Using Genetic Algorithms to Solve a Multiobjective Groundwater Monitoring Problem. Water Resources Research, 31(2):399-409, February 1995.
 25. Садыков Р.А., Неронов В.Ф. Интерполяция поверхностей нейронными сетями.
 26. *Miettinen K.M.* Nonlinear Multiobjective Optimization. – Boston, Massachusetts: Kluwer Academic Publishers, 1999.
 27. *Nagar and A. Tawfik H.* A Multi-Criteria Based Approach to Prototyping Urban Road Networks/Issues in Informing Science and Information Technology. – V. 4. – 2007
 28. *Jourdan D.B., de Weck O.L.* Multi-objective genetic algorithm for the automated planning of a wireless sensor network to monitor a critical facility/Proc. of SPIE Defense and Security Symposium 2004.
 29. *De la Cruz J.M., de Andres-Toro B., Herran A., Porta E.B., Blanco P.F.* Multiobjective optimization of the transport in oil pipelines networks. Emerging Technologies and Factory Automation, 2003. Proceedings. ETFA'03. IEEE Conference.
 30. Яцало Б.И., Личугина И.А., Козьмин Г.В., Мирзебабасов О.А., Охрименко И.В. Геоинформационная система радиоактивно загрязненных территорий//Известия вузов. Ядерная энергетика. 2001. – № 3. – С.57-61.

Поступила в редакцию 18.10.2010

ЗАКОНОМЕРНОСТИ ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННЫХ ИЗМЕНЕНИЙ БИОЛОГИЧЕСКОЙ АКТИВНОСТИ ПОЧВ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ (НА ПРИМЕРЕ г.ОБНИНСКА)

Н.Н. Павлова, Ю.В. Кулиш

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск



Проведен комплексный анализ пространственно-временных изменений биологической активности почв в районе расположения предприятия атомной энергетики. Найдены зависимости изменения ферментативной активности от содержания в почве ряда тяжелых металлов, радионуклидов, органического вещества, кислотности и механического состава почв. Оценен вклад этих факторов в пространственную вариабельность биологических показателей, выявлены многолетние направленные тренды, дающие представление о динамике функционирования почвенной биоты.

Ключевые слова: биологическая активность почв, экологический мониторинг, радионуклиды, тяжелые металлы.

Key words: soil biological activity, ecological monitoring, radionuclides, heavy metals.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема экологии малых городов, которые характеризуются низким уровнем техногенного загрязнения, не стоит особенно остро на фоне глобальных экологических проблем. Однако регулярный мониторинг и поиск удобных и надежных систем контроля состояния окружающей среды для своевременного принятия управлеченческих решений весьма актуальны как в научном, так и в практическом плане.

В качестве модели для выявления закономерностей изменения экологического состояния малых городов был выбран г.Обнинск Калужской области, который является уникальным научным городом, расположенным в 100 км к юго-западу от Москвы. Градообразующим предприятием является ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, на территории которого уже более 60-ти лет действует ряд производств, связанных с обоснованием и разработкой объектов атомной энергетики. В Обнинске расположены четырнадцать научно-исследовательских учреждений, работа большинства из которых связана с атомной энергетикой и радиационны-

ми технологиями. В городскую черту входит промзона, выбросы предприятий которой являются источниками загрязнения, в том числе тяжелыми металлами (ТМ). В Обнинске на 100 тыс. человек зарегистрировано 32 тыс. автомашин. Рядом с Обнинском проходит киевская автотрасса федерального значения, интенсивность движения по которой в час пик достигает 200 автомашин в минуту, и железная дорога, также характеризующаяся интенсивным движением [8].

Почва является одним из основных аккумуляторов загрязняющих веществ. Все виды антропогенной деградации почв сказываются на состоянии почвенных микроорганизмов, вызывая изменение функциональной и биохимической активности биоты [9]. В литературе имеется огромное множество сведений о влиянии тяжелых металлов и радионуклидов на изменение биологической, в первую очередь, ферментативной активности почв [4, 5, 11, 13].

Цель работы заключалась в изучении закономерностей пространственно-временных изменений биологической активности почв на территории г. Обнинска и его окрестностей.

ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ

Оценку биологической активности почв г. Обнинска проводили в 2002–2010 гг. Отбор образцов почв осуществляли в относительно нетронутых экотопах стандартным методом конверта с глубины 0–10 см в июне каждого года в 60-ти рандомизированно выбранных точках на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) ГНЦ РФ-ФЭИ, вблизи хранилища радиоактивных отходов (РАО), очистных сооружений города, вдоль основных улиц не далее 10–20 м от проезжей части, в лесных массивах, скверах, парках и дворах. Почвы исследуемой территории дерново-подзолистые [1].

В образцах почв анализировали содержание тяжелых металлов Cd, Cu, Pb атомно-абсорбционным методом [15, 16], удельную активность ^{137}Cs – гамма-спектрометрическим методом [14], актуальную и потенциальную кислотность – потенциометрическим методом, механический состав – по методу Рутковского и содержание органического вещества – методом прокаливания [6, 18]. Анализ биологической активности почв проводили по изменению таких ферментативных показателей как дегидрогеназная, каталазная, уреазная и инвертазная активности газометрическим и фотоколориметрическим методами [20].

Результаты обработаны статистически методом наименьших квадратов с использованием корреляционного и регрессионного анализа. Для поиска оптимальных регрессионных моделей использовали метод пошаговой регрессии с последовательным включением независимых переменных. Оценку средних значений биологических и химических показателей, дисперсий, стандартных отклонений и доверительных интервалов проводили стандартными статистическими методами [3].

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 представлена динамика изменения исследуемых биологических показателей, усредненных для каждого фермента по точкам пробоотбора. Видно, что показатели каталазной (а) и инвертазной (б) активностей достоверно снижаются во времени. Активность уреазы (в) после существенного повышения в 2005 г. резко снижается в 2006–2010 гг. Активность дегидрогеназ (г) на протяжении всего периода наблюдения повышается. Таким образом, наблюдается рост активности дыхательных ферментов (дегидрогеназ) и снижение активности гидrolаз (инвертазы, уреазы), что может косвенно указывать на снижение влияния аэрозольного загрязнения почв и «заглубление» накопленных токсичных веществ.

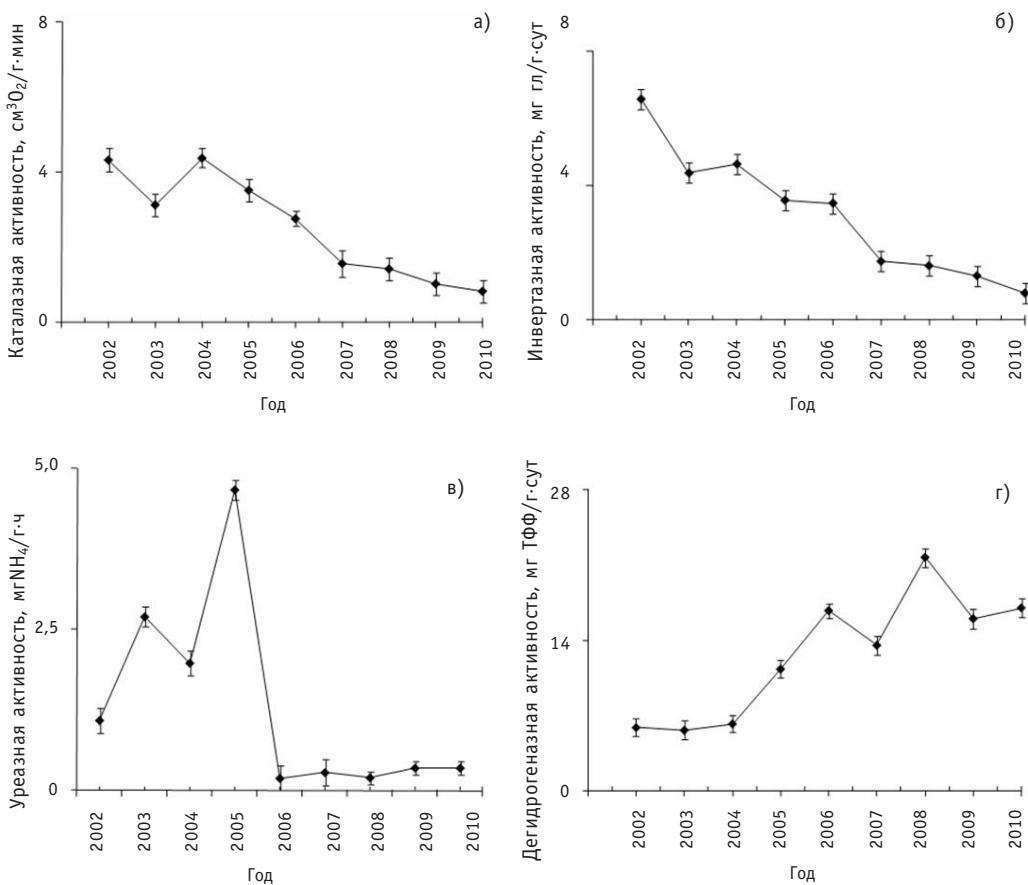


Рис. 1. Динамика во времени изменения каталазной (а), инвертазной (б), уреазной (в) и дегидрогеназной (г) активностей почв г.Обнинска в 2002–2010 гг.

Для выяснения причин изменения биологической активности нами по ежегодным отчетам Министерства природных ресурсов и экологии РФ за 2001–2009 гг. [17] проведен анализ динамики выбросов в атмосферу г.Обнинска вредных химических веществ и радионуклидов, которые локализуются в почвенных горизонтах. За анализируемый период серьезных аварийных ситуаций на исследуемой территории не зафиксировано. Уровни загрязнения основными поллютантами территории г.Обнинска и сопредельных территорий не превышали допустимых значений [17, 19].

Отделом РБ и ООС ФЭИ был проведен гамма-спектрометрический анализ уровня удельной активности ¹³⁷Cs в исследуемых образцах почв, который показал изменения от 1,8–17,0 Бк/кг в районе города до 23,0–33,0 Бк/кг в СЗЗ ФЭИ и в районе хранилища РАО. Эти значения превышают уровень удельной активности ¹³⁷Cs дерново-подзолистых почв (1,5 Бк/кг), расположенных в заповедной зоне [12]. Однако проведенный регрессионный анализ не выявил достоверной зависимости изменения исследуемых биологических показателей от загрязнения почв радиоцезием.

Оценка загрязнения городских почв ТМ показала, что содержание кадмия на всей исследуемой территории варьировало в период наблюдения от 0,1 до 6,6 мг/кг, свинца – от 0,04 до 16,6 мг/кг, меди – от 0,03 до 10,8 мг/кг. В шести точках отбора проб содержание ТМ превышало предельно допустимые концент-

рации (ПДК) в среднем в 1,5–3 раза по каждому металлу. Причем в 40% этих загрязненных проб обнаружено сочетанное загрязнение по двум металлам (превышение ПДК в 2–3 раза по каждому). Большая часть загрязнения локализирована в промышленной зоне (четыре точки), две точки с превышением ПДК выявлено в придорожной зоне. Полученные данные позволили характеризовать уровень загрязнения почв исследуемой территории как низкий.

Построенная простая линейная регрессионная модель связала с действием ТМ не более 15% изменений биологической активности почв ($r = 0.394$). Коэффициент множественной корреляции, полученный методом пошаговой линейной регрессии, был равен $r = 0,499$. С учетом нелинейности отклика биологических систем на загрязнение не более 25% изменений показателей ферментативной активности почв можно связать с действием ТМ.

Полученный за весь период наблюдения массив биологических данных нормировали к среднему значению по каждому году исследования. Весь массив данных по ТМ в исследуемых почвах нормировали к среднему содержанию каждого металла во всех образцах. Нормировку проводили, чтобы убрать межгодовые тренды и провести анализ пространственных изменений биологической активности почв.

Методом кластерного анализа на исследуемой территории было выделено пять зон с разным характером ферментативной активности почв. Однако выделенные группы не имели четкой пространственной локализации, и даже самые контрастные по загрязнению зоны заметно перекрывались.

Для выявления вклада загрязнения территории ТМ в динамику ферментативной активности почв были сопоставлены изменения биологических показателей не только по годам, но и между точками пробоотбора внутри каждой зоны и между зонами. Анализировали нормированные показатели. Результаты исследования, проведенного иерархическим дисперсионным методом, представлены в табл. 1.

Видно, что наибольший вклад в изменения ферментативной активности вносит мелкомасштабная пространственная вариабельность (различия в значениях биологических показателей между точками пробоотбора внутри зон). В среднем по всем ферментным системам она составляет 43%. Межгодовые изменения вносят в среднем 30-процентный вклад в общую изменчивость, а различия между зонами не более 18%. Проведенные исследования продемонстрировали, что биологическая активность почв исследуемого района динамично изменяется как во времени, так и в пространстве. Возможно, имеющиеся на исследуемой территории уровни загрязнения ТМ не оказывают доминирующего влияния на изменение выбранных нами показателей биологической активности почв, и выявленные многолетние тренды (см. рис. 1) зависят не только от техногенного загрязнения.

Таблица 1

Доля вариабельности показателей ферментативной активности почв

Показатель ферментативной активности почв	Источник вариаций			
	Межгодовые, %	Пространственные, %		Необъясненная дисперсия (ошибка), %
		между зонами	внутри зоны	
Каталазная	29,1	24,4	36,1	10,4
Инвертазная	53,6	17,3	22,9	6,1
Уреазная	17,8	8,8	68,0	5,5
Дегидрогеназная	19,3	24,4	44,0	12,3

Для оценки вклада природных составляющих в изменения биологической активности исследуемых почв были проанализированы результаты изменения кислотности почв, содержания органического вещества и механического состава. Обнаружено, что в 40% исследуемых образцов почв pH смешена в щелочную область, в 60% – в кислую. По данным, приведенным в [8], на территории Калужской области преобладают кислые почвы с pH 5,1–5,9. Химические свойства городских почв и, в первую очередь, кислотность обычно отличаются от соответствующих показателей в естественных почвах [2]. Различия обусловлены как особенностями строения профиля городских почв, так и процессами, вызванными техногенным воздействием на почвы (загрязнение ТМ, хлорограническими соединениями и др.). Для городских почв характерны изменения pH в сторону подщелачивания, вызванные попаданием в почву хлоридов кальция и натрия в результате посыпания ими зимой дорог и тротуаров; высвобождением кальция из различных строительных материалов и отходов (известняк, цемент, кирпич, строительный мусор и т.п.), что характерно, например, для промышленной зоны г.Обнинска. Известно, что сдвиг pH в щелочную сторону приводит к изменению физико-химических, геохимических и биологических процессов в почвенном профиле [10]. В гумусовых горизонтах увеличивается содержание обменных катионов, что приводит к повышению буферности почв. Возрастает поглотительная способность, и уменьшается вынос загрязняющих веществ. Наблюдается образование вторичных минералов, уменьшение или полное прекращение миграции коллоидов из верхних горизонтов и утяжеление гранулометрического состава. Известно также, что подщелачивание почв снижает подвижность большинства тяжелых металлов, их доступность растениям и поступление в грунтовые воды. Основные почвенные компоненты – органическое вещество, железистые и глинистые минералы во многом определяют способность почвы к прочному закреплению металлов и снижению их миграционной способности, а также биологической доступности [7].

Для изучения влияния кислотности на изменение биологической активности исследуемых почв была проведена оценка корреляционных связей. Результаты показали, что с кислотностью почв достоверно положительно коррелирует дегидрогеназная активность. Однако следует подчеркнуть, что коэффициент корреляции между изменением активности дегидрогеназ и кислотностью в исследуемых почвах является значимым, но невысоким ($r = 0,37$). Тем не менее, этот факт необходимо принимать во внимание при проведении экологического мониторинга. По всем остальным исследуемым показателям биологической активности почв зависимости их изменений от pH не выявлено.

Содержание органического вещества в исследуемых образцах изменяется от 4 до 10%. По механическому составу в 70% точек пробоотбора почва супесчаная и в 30% – легкосуглинистая.

С помощью регрессионного анализа нами изучен вклад исследованных техногенных (ТМ) и природных (pH, органическое вещество и механический состав) факторов в изменение ферментативной активности почв г.Обнинска. В таблице 2 приведены регрессионные модели, которые наиболее полно описывают изменения биологических показателей.

Анализ регрессионных моделей показал, что органическое вещество на щелочных почвах оказывает стимулирующее влияние на все анализируемые нами биологические показатели. На кислых почвах с ростом содержания органики снижаются дегидрогеназная, инвертазная и уреазная активности. Частицы крупных фракций ($>0,5$ мм) влияют на снижение каталазной активности, а глинистые фракции – на снижение активности дегидрогеназ. Суммарное содержание исследуемых ТМ

Таблица 2

Зависимость изменений ферментативной активности почв от техногенных и природных факторов

Показатель биологической активности почв	Регрессионная модель	D, %	r
Каталазная	$0,10 \cdot C_{\text{опр. вещ-ва}} - 0,03 \cdot C_{\text{круп. фр.}}$	25	0,50
Инвертазная	$0,04 \cdot C_{\text{опр. вещ-ва}} \cdot (K - 7,2) - 0,37 \cdot C_{\text{TM}}$	37	0,61
Уреазная	$0,02 \cdot C_{\text{опр. вещ-ва}} \cdot (K - 7,0) - 0,05 \cdot C_{\text{TM}}$	41	0,64
Дегидрогеназная	$0,53 \cdot C_{\text{опр. вещ-ва}} \cdot (K - 5,31) - 1,9 \cdot C_{\text{глин. фр.}} - 3,93 \cdot C_{\text{TM}}$	55	0,74

$C_{\text{круп. фр.}}$ – содержание частиц крупных фракций; $C_{\text{глин. фр.}}$ – содержание частиц глинистых фракций; $C_{\text{опр. вещ-ва}}$ – содержание органического вещества; K – актуальная кислотность; C_{TM} – суммарное содержание тяжелых металлов; D – доля объясненной дисперсии; r – коэффициент корреляции

достоверно снижает активность всех рассматриваемых ферментных систем кроме каталазной, изменение активности которой нельзя связать с техногенным загрязнением.

Из таблицы 2 видно, что построенные регрессионные модели объясняют от 25 до 55% общей вариабельности ферментативной активности почв исследуемой территории.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Биологическая активность почв г. Обнинска и его окрестностей характеризуется выраженным пространственно-временными изменениями. Основной вклад в эти изменения вносит мелкомасштабная пространственная мозаичность исследованных биологических показателей, связанная с локальными (в пределах точек пробоотбора) особенностями почв (содержание органического вещества, механический состав, кислотность). Исследованная территория характеризуется низким уровнем загрязнения тяжелыми металлами (Cu, Pb и Cd), что оказывает слабое влияние на биологическую активность почв. Эффекты загрязнения маскируются локальными особенностями почв в точках пробоотбора. Статистически значимое влияние загрязнения исследуемых почв радиоцезием на биологическую активность почв не выявлено. Однако на фоне пространственной мозаичности наблюдаются устойчивые направленные многолетние изменения (тренды) показателей биологической активности почв, косвенно характеризующие снижение влияния аэрозольного загрязнения и «заглубление» накопленных токсичных веществ.

Выявленные на примере почв г. Обнинска закономерности могут быть использованы при экологическом мониторинге городских территорий с низким уровнем загрязнения.

БЛАГОДАРНОСТЬ

Авторы выражают признательность начальнику отдела РБ и ООС ФЭИ В.И. Вайзеру за гамма-спектрометрический анализ удельной активности радиоцезия в исследуемых образцах почв, а также профессору С.В. Круглову за содействие в оценке тяжелых металлов. Авторы благодарны студентам кафедры биологии ИАТЭ НИЯУ МИФИ Н.В. Дмитриевой, М.В. Казаченко за участие в научно-поисковой работе и доценту кафедры биологии Е.И. Сарапульцевой за дискуссии по исследуемому вопросу. Автор выражает признательность д.б.н., доценту МГУ А.И. Азовскому за профессиональные консультации по статистической обработке массива полученных данных.

Работа выполнена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг.

Литература

1. Афанасьева Т.В., Василенко В.И., Терешина Т.В., Шеремет Б.В. Почвы СССР /Под ред. Г.В. Добровольского. – М.: Изд-во «Мысль», 1979. – 380 с.
2. Глазовская Н.Ф. Геохимия природных и техногенных ландшафтов СССР. – М.: Высшая школа, 1988. – 287 с.
3. Гланц С. Медико-биологическая статистика /Пер. с англ. – М.: Практика, 1999. – 459 с.
4. Денисова Т.В., Казеев К.Ш., Колесников С.И. и др. Влияние гамма-излучения на биологические свойства почв (на примере чернозема обыкновенного) // Почвоведение. – 2005. – № 7. – С. 877–881.
5. Денисова Т.В., Казеев К.Ш. Восстановление ферментативной активности чернозема после воздействия гамма-излучения // Радиц. биолог. Радиоэкология. – 2006. – Т.46. – №1. – С.89–93.
6. Добровольский В.В. Практикум по географии почв с основами почвоведения. – М.: Просвещение, 1982. – 146 с.
7. Добровольский В.В. Биосферные циклы тяжелых металлов и регуляторная роль почвы // Почвоведение. – 1997. – №4. – С.431-441.
8. Доклад о состоянии природных ресурсов и охране окружающей среды на территории Калужской области в 2002–2008 гг. Калуга: Манускрипт, 2002–2008. – 336 с.
9. Звягинцев Д.Г., Бабьева И.П., Зенова Г.М. Биология почв: Учебник. – 3-е изд., испр. и доп. – М.: Изд-во МГУ, 2005. – 445 с.
10. Касимов Н.С., Перельман А.И. О геохимии почв // Почвоведение. – 1992. – №2. – С.9-26.
11. Колесников С.И., Казеев К.Ш., Вальков В.Ф. Экологические функции почв и влияние на них загрязнения тяжелыми металлами // Почвоведение. – 2002. – № 12. – С. 1509-1514.
12. Коренков И.П., Прозоров Л.Б., Шатохин А.М., Егоров А.В. Рентгеноспектрометрический метод определения плутония в почве, грунтах и донных отложениях // Гигиена и санитария. – 2006. – №2. – С. 72-75.
13. Ладонин Д.В., Карпухин М.М. Влияние основных почвенных комплексов на поглощение Си, Зn и Pb городскими почвами // Вестник Моск. ун-та. Сер.17. Почвоведение. – 2008. – № 3. – С.33-38.
14. МУ «Методика выполнения измерений содержания гамма-излучающих радионуклидов на сцинтилляционных и полупроводниковых гамма-спектрометрах». – Обнинск: НПП «Радиационный контроль», 1994. – 48 с.
15. Методические указания по определению микроэлементов в почвах, кормах и растениях методом атомно-абсорбционной спектрометрии. – М.: ЦИНАО, 1985. – 96 с.
16. Методические указания по определению тяжелых металлов в кормах и растениях и их подвижных соединений в почвах. Изд-е 2-е перераб. и доп. – М.: ЦИНАО, 1992. – 62 с.
17. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2002–2008 гг. Ежегодник /Под ред. С.М. Вакуловского. – Обнинск: Росгидромет, НПО «Тайфун», 2003–2008.
18. Роэлл Д.Л. Почвоведение: методы и использование /Пер. с англ. Е.К. Кубиковой; под. ред. и с предисл. Б.Н. Золотаревой. – М.: Колос, 1998. – 486 с.
19. Силин И.И. Экология и экономика природных ресурсов бассейна р. Протвы. (Московская и Калужская области). – Калуга, 2003. – 323с.
20. Хазиев Ф.Х. Методы почвенной энзимологии. – М.: Наука, 1990. – 189 с.

Поступила в редакцию 4.10.2010

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТИ ЗАМЫКАНИЯ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

Н.И. Гераскин, Н.А. Пискунова

Научно-исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Предложена методика, позволяющая оценить экономическую целесообразность замыкания топливного цикла легководных реакторов с минимальной зависимостью полученных результатов от неопределенности значений цены на природный уран, стоимости работы разделения и химической переработки топлива. В качестве основного критерия рассматривается сравнение топливных составляющих себестоимости электроэнергии в открытом и замкнутом топливном циклах. Представлены результаты применения данной методики для исследования экономической целесообразности замыкания топливного цикла реакторов типа ВВЭР-1000 по урану и плутонию.

Ключевые слова: замкнутый топливный цикл, топливная составляющая, химическая переработка, диапазон цен, система реакторов, МОХ-топливо.

Key words: closed fuel cycle, fuel factor, spent fuel reprocessing, cost range, system of reactors, MOX-fuel.

Проблема повышения эффективности использования топливных ресурсов ядерной энергетики с каждым годом приобретает все большую актуальность. В связи с этим возможность повторного использования делящихся материалов, выделенных из обученного топлива, т. е. замыкание топливного цикла, вызывает заслуженный интерес. В первую очередь это относится к быстрым реакторам, однако поскольку их число в настоящее время невелико, имеет смысл рассмотреть и проанализировать возможность замыкания топливного цикла легководных реакторов, получивших наибольшую распространенность. Будем считать, что имеющийся опыт переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и начавшееся строительство завода РТ-2 позволяют судить о том, что технологических трудностей, связанных с переработкой облученного топлива реакторов типа ВВЭР-1000 и проектируемого реактора ВВЭР-1200, практически нет. В этой связи главными факторами, определяющими возможность замыкания топливного цикла, будут экономическая целесообразность и соответствующая политическая воля.

Переход на замкнутый топливный цикл отразится на себестоимости электроэнергии, производимой АЭС, и в первую очередь на ее топливной составляющей.

© Н.И. Гераскин, Н.А. Пискунова, 2010

Поэтому критерием для принятия решения об экономической целесообразности замыкания в данной работе выбрано сравнение топливных составляющих себестоимости электроэнергии в замкнутом и разомкнутом циклах. В общем случае результат будет зависеть как от концентрации делящегося материала в свежем и облученном топливе и глубины его выгорания, так и от сочетания цен на услуги различных предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ), включая цены на природный уран, обогащение, изготовление топлива, химическую переработку ОЯТ и т.д. Определенная трудность связана с тем, что данные о стоимости того или иного производства имеют большую неопределенность [1]. Для решения этой проблемы в существующих исследованиях экономического потенциала замыкания топливного цикла используется следующий подход [1]. Составляется прогноз на 10–20 лет по ценам на услуги предприятий ЯТЦ, с учетом сделанных предположений определяется стоимость топливной составляющей себестоимости электроэнергии в открытом и замкнутом циклах и проводится их сравнение. Учет неопределенности исходных данных заключается в вычислении чувствительности полученного результата к возможным изменениям стоимости каждого из производств. Таким образом, в распоряжении исследователя оказывается многовариантный сценарий развития событий с множеством параметров, на основании которого представляется затруднительным принятие конкретных решений в данный момент времени.

Предлагаемый нами подход основан на предположении, что для получения простых и быстрых оценок достаточно учитывать неопределенность только тех параметров, значения которых вносят существенный вклад в величину топливной составляющей и которые в наибольшей степени подвержены колебаниям в зависимости от рыночной конъюнктуры. В первую очередь речь идет о стоимости урана, операции с которым на рынке приводят к существенному разбросу цен (рис. 1). Конкуренция и развитие технологий обогащения также изменяют стоимость работы разделения [2]. Другие параметры, такие как стоимость транспортиров-



Рис. 1. Динамика цен на уран на мировом рынке за последние три года (по данным источника <http://www.infomine.com>)

ки, долговременного хранения ОЯТ, хранения плутония не имеют предпосылок для больших колебаний. Это не означает, что их значения не могут резко измениться в будущем в связи с появлением новых технологий или влиянием других факторов (имеется в виду, что в настоящий момент времени пока нет смысла делать подобные предположения). Затраты на конверсию урана составляют очень небольшую величину по сравнению со стоимостью других переделов, еще меньшее влияние они оказывают на целесообразность замыкания топливного цикла, так что их изменением можно с уверенностью пренебречь. При анализе эффективности замыкания топливного цикла по урану стоимость изготовления топлива можно исключить из рассмотрения.

Стоимость химической переработки ОЯТ является ключевым параметром в определении экономической целесообразности замыкания топливного цикла. Его значение обусловливается применяемой технологией переработки, масштабом производства, величиной инвестиций в строительство завода, условиями привлечения и сроками выплаты заемных финансовых средств и другими факторами. В настоящее время коммерческая переработка ОЯТ легководных реакторов осуществляется во Франции, Великобритании и России, в ближайшее время планируется запуск завода в Японии. В зависимости от конкретных условий в той или иной стране стоимость химической переработки может отличаться почти на порядок – от 400 до 3500 \$/кг [1]. В этой связи возникает вопрос о том, на какую стоимость химической переработки следует ориентироваться при проектировании и строительстве завода по переработке или при выборе поставщика таких услуг, чтобы в изменяющихся рыночных условиях замыкание топливного цикла легководных реакторов приносило прибыль.

Таким образом, проблему неопределенности исходных данных предлагается решить путем выделения из общей группы параметров тех, которые схожи между собой по характеру неопределенности и динамике изменения значений. К первой категории относятся параметры, для которых характерно интенсивное изменение значений во времени – это стоимость урана и работы разделения. Для таких параметров представляется целесообразным задать диапазон значений, покрывающий их возможное изменение. Вторая категория параметров обладает неопределенностью, связанной, в основном, с коммерческой тайной. Применяемые по отношению к этим параметрам средние оценки, получаемые из открытых источников, при необходимости могут быть уточнены заинтересованной стороной в процессе переговоров с непосредственными поставщиками услуг. Следовательно, на стадии практического применения методики влияние неопределенности значений этих параметров может быть сведено до минимума. Третью категорию составляют стоимости захоронения облученного топлива и высокоактивных отходов, для которых характерна принципиальная неопределенность значений на сегодняшний момент времени в связи с отсутствием опыта коммерческого применения технологий. Исходя из стоимости проекта «Юкка-Маунтин» дисконтированная стоимость захоронения ОЯТ составляет не менее 520 \$/кг [1]. С учетом технологических трудностей реализации этого и других проектов можно принять оценку дисконтированной стоимости захоронения ОЯТ 610 \$/кг [3]. В любом случае отдаленность перспективы окончательного захоронения ОЯТ и высокоактивных отходов снижает влияние неопределенности этих факторов на результат сравнения топливных циклов.

Отдельное место занимают такие параметры, как стоимость химической переработки ОЯТ и производства МОХ-топлива, поскольку именно они играют важнейшую роль при принятии решения о целесообразности замыкания топливного цик-

ла по урану и плутонию. Предлагается исследовать взаимосвязь этих параметров с другими с точки зрения их влияния на стоимость топливного цикла, определить диапазон допустимых значений, в котором замыкание топливного цикла выгодно, и сравнить найденные варианты с реальными технологическими и экономическими условиями в отрасли. В более конкретном выражении, требуется определить верхнюю границу стоимости химической переработки, ниже которой замыкание топливного цикла по урану будет выгодно во всем принятом в качестве наиболее вероятного диапазоне цен на уран и работу разделения. Если она окажется выше предполагаемой стоимости химической переработки на заводе РТ-2, то можно сделать вывод о целесообразности использования подобного производства. В случае замыкания топливного цикла и по плутонию дополнительно необходимо исследовать и учесть влияние на результат стоимости изготовления МОХ-топлива и сравнить диапазон допустимых значений этого параметра с оценками ожидаемой стоимости производства. Используемые в статье значения по стоимости производств ЯТЦ взяты из оценок, приведенных в различных открытых источниках.

Физические предпосылки замыкания топливного цикла легководных реакторов связаны со следующими факторами. В процессе работы реактора типа ВВЭР происходит «сжигание» делящегося изотопа U^{235} и накопление плутония. При этом величина обогащения урана в облученном топливе $x_k = 1,4\%$ превышает обогащение природного урана $c = 0,714\%$, а изотопный состав плутония таков, что большую часть в нем составляют делящиеся изотопы Pu^{239} и Pu^{241} [4]. Таким образом, с точки зрения физического баланса делящихся материалов в свежем и облученном топливе легководных реакторов целесообразно замыкание их топливного цикла как по урану, так и по плутонию в виде МОХ-топлива.

Определим условия экономической целесообразности замыкания топливного цикла реактора типа ВВЭР по урану. При этом будем рассматривать цикл с однократным использованием регенерированного урана. Это ограничение связано с тем, что в процессе облучения топлива в реакторе в нем накапливается изотоп U^{236} , влияющий на нейтронный баланс неблагоприятным образом [4].

Топливную составляющую себестоимости электроэнергии для открытого цикла можно выразить следующим образом:

$$C_{\text{топ}}^{\text{отк}} \cdot W_t = C_U \cdot f(x_n, y, c) \cdot (1+\varepsilon)^3 \cdot G_x + C_k \cdot f(x_n, y, c) \cdot (1+\varepsilon)^2 \cdot G_x + C_{\text{пп}} \cdot n(x_n, y, c) \cdot (1+\varepsilon) \cdot G_x + C_{\text{изг}} \cdot G_x + C_{\text{тр_хр}} \cdot G_x + C_{\text{зах}} \cdot G_x \dots, \quad (1)$$

где G_x – ежегодная потребность в топливе, кг/год; W_t – производство энергии на АЭС за год, МВт·сут/год; C_U , C_k , $C_{\text{пп}}$, $C_{\text{изг}}$, $C_{\text{тр_хр}}$, $C_{\text{зах}}$ – соответственно стоимость природного урана, конверсии, работы разделения, изготовления топлива, транспортировки и хранения ОЯТ и захоронения ОЯТ; ε – доля потерь на предприятии ЯТЦ ($\varepsilon = 1\%$); x_n – обогащение по U^{235} в свежем топливе ($x_n = 4,4\%$); y – обогащение в отвале ($y = 0,2\%$); c – обогащение природного урана ($c = 0,714\%$); $f(x_n, y, c)$ – коэффициент расхода природного урана; $n(x_n, y, c)$ – удельная работа разделения.

Предполагается, что в случае замкнутого топливного цикла облученное топливо после выдержки отправляется на завод по переработке. В результате будет выделен уран с обогащением x_k в количестве $G_x \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon)$, где $\alpha = k \cdot B$ – средняя глубина выгорания топлива [4]. Затраты на переработку при этом составят $G_x \cdot C_{\text{хим}}$. В данном случае не учитывается влияние временного фактора на стоимость работ, т.е. не производится дисконтирование, поскольку, как можно показать, его влияние на итоговый результат при сроке оборачиваемости ядерных материалов в топливном цикле менее 10 лет незначительно. Выделенный уран необходимо дообогатить от x_k до x_n , предварительно подвергнув конверсии. В результате про-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

изойдет замена части топлива на регенерированное в количестве

$$G_p = G_x \cdot \frac{1}{f(x_n, y, x_k)} \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon)^3.$$

Затраты на обогащение при этом составят

$$C_k \cdot G_x \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon) + C_{pp} \cdot n(x_n, y, x_k) \cdot G_x \cdot \frac{1}{f(x_n, y, x_k)} \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon)^3.$$

Кроме того, в результате переработки ОЯТ будет выделен плутоний в количестве $z \cdot G_x \cdot (1-\varepsilon)$, который необходимо отправить на хранение, и продукты деления в количестве $\alpha \cdot G_x \cdot (1-\varepsilon)$, которые следует подвергнуть захоронению. Эти затраты также нужно учесть:

$$C_{pu}^{xp} \cdot T_{xp} \cdot z \cdot G_x \cdot (1-\varepsilon) + C_{zax}^{\text{PAO}} \cdot \alpha \cdot G_x \cdot (1-\varepsilon),$$

где C_{pu}^{xp} – стоимость хранения плутония (по оценкам составляет около 2000 \$/кг·год);

T_{xp} – время хранения плутония (примем 10 лет); C_{zax}^{PAO} – стоимость захоронения радиоактивных отходов (90 \$/кг).

Замыкание топливного цикла будет выгодно, если затраты на транспортировку и переработку ОЯТ, хранение плутония, захоронение РАО и дообогащение урана от x_k до x_n для замены части топлива G_p на регенерированное окажутся меньше затрат на транспортировку, долгосрочное хранение и захоронение всего ОЯТ и обогащение природного урана до x_n для получения той же части топлива G_p (рис. 2).

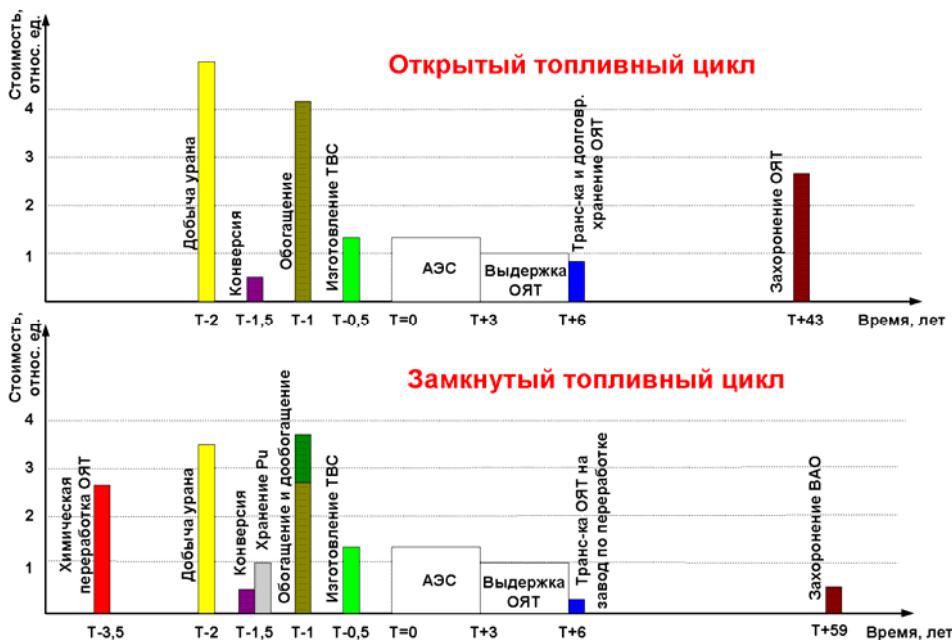


Рис. 2. Относительная стоимость стадий открытого и замкнутого топливных циклов легководных реакторов

В аналитическом виде, пропуская ряд несложных преобразований, **условие экономической целесообразности замыкания топливного цикла по урану** можно представить следующим образом (пренебрегая величинами порядка ε^2):

$$A \cdot C_u + B \cdot C_{pp} + D - C_{\text{хим}} > 0, \quad (2)$$

$$\text{где } A = \frac{f(x_n, y, c)}{f(x_n, y, x_k)} \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon); B = \frac{(1-z-\alpha) \cdot (1-3 \cdot \varepsilon)}{f(x_n, y, x_k)} \cdot [n(x_n, y, c) - n(x_n, y, x_k)];$$

$$D = C_k \cdot (1-z-\alpha) \cdot (1-\varepsilon) \cdot \left[\frac{f(x_n, y, c)}{f(x_n, y, x_k)} - 1 \right] - C_{tp} - C_{pu}^{xp} \cdot T_{xp} \cdot z \cdot (1-\varepsilon) -$$

$$- C_{zax}^{PA0} \cdot \alpha (1-\varepsilon) + C_{tp_xp} + C_{zax};$$

C_{tp} – стоимость транспортировки ОЯТ на завод по химической переработке.

Для расчетных исследований был выбран достаточно широкий диапазон изменения цен на уран и работу разделения: $60 \leq C_u \leq 200$ \$/кг, $60 \leq C_{pp} \leq 120$ \$/кг. Стоимость химической переработки, включающая в себя стоимость промежуточного хранения и кондиционирования отходов, принята в качестве основного варьируемого параметра. В результате было получено, что замыкание топливного цикла реактора типа ВВЭР-1000 по урану экономически целесообразно во всем выбранном диапазоне цен при стоимости химической переработки $C_{хим}$ менее 780 \$/кг. При $C_{хим} > 1140$ \$/кг использование регенерированного урана представляется уже нецелесообразным при любом сочетании цен на уран и работу разделения. Что касается промежуточных значений $C_{хим}$ (от 780 до 1140 \$/кг), то в этих случаях все будет определяться конкретным сочетанием цен на уран и работу разделения внутри рассматриваемого диапазона. Например, при цене на природный уран 140 \$/кг и стоимости работы разделения 110 \$/кг, характерных для настоящего временного периода, замыкание топливного цикла по урану выгодно при стоимости химической переработки менее 1020 \$/кг (рис. 3).

Отметим, что в настоящий момент по оценкам стоимость химической переработки ОЯТ составляет 300–400 \$/кг ОЯТ. В зарубежных аналитических исследованиях используется значение стоимости химической переработки в среднем порядка 720 \$/кг. В случае широкомасштабного перехода в России на замкнутый топливный цикл с переработкой ОЯТ и строительством завода РТ-2 использова-

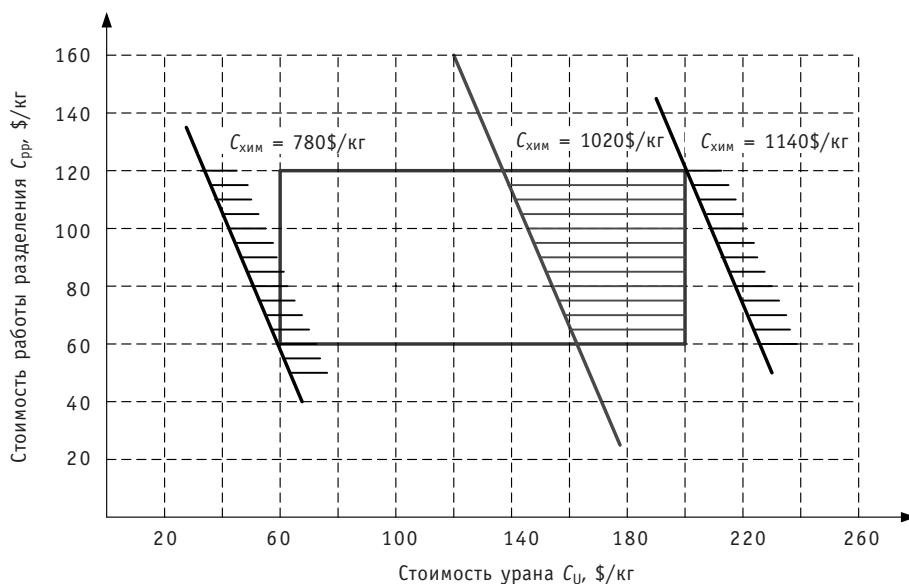


Рис. 3. Графическое представление результатов исследования с помощью предлагаемой методики (области экономической целесообразности замыкания топливного цикла образуются пересечением площади прямоугольника, обозначающего выбранный диапазон цен, и штрихованной области вправо от соответствующей данному значению параметра $C_{хим}$ наклонной кривой)

ние новой технологии переработки может привести к повышению цены, однако в таком случае следует учесть компенсирующее действие фактора «востребованности» продукции завода на рынке. Таким образом, складывающаяся ситуация на рынке услуг ядерного топливного цикла и проведенное исследование позволяют судить о том, что использование регенерированного урана имеет высокий экономический потенциал.

При исследовании экономической целесообразности замыкания топливного цикла по урану предполагалось, что выделенный в результате химической переработки ОЯТ плутоний отправляется на долгосрочное хранение. С точки зрения обеспечения нераспространения ядерных материалов более безопасной формой «существования» плутония является его нахождение в составе облученного топлива. Кроме того, плутоний изотопного состава ОЯТ ВВЭР-1000 является ценным делящимся материалом, который может быть повторно использован, в частности, в виде MOX-топлива.

В результате нейтронно-физических исследований, проведенных с помощью программы GETERA [5], было показано, что если выделенный при химической переработке уран обогащения $x_k = 1,4\%$ дополнить выделенным плутонием в количестве $z = 5,1\%$, то получившееся MOX-топливо при облучении в реакторе за три года может достигнуть глубины выгорания 45000 МВт·сут/т. При расчетах рассматривалась полиэчайка, состоящая из одной сборки с MOX-топливом и двух сборок с UO₂-топливом (таким образом учитывалось, что по условиям ядерной безопасности загрузка MOX-топлива в реактор не должна превышать 1/3 активной зоны).

Важным условием замкнутого топливного цикла является максимально полное замыкание материальных потоков. Поэтому была поставлена задача нахождения системы реакторов типа ВВЭР-1000, работающих на UO₂-топливе и на MOX-топливе, которая смогла бы обеспечивать сама себя плутонием с минимально возможным избытком или недостатком с учетом целого числа реакторов.

Пусть есть n реакторов на MOX-топливе и m реакторов на UO₂-топливе. Тогда раз в три года для формирования MOX-загрузки потребуется $n \cdot z \cdot G_x^{\text{MOX}} = 1,067n$ т плутония. Этот плутоний может быть получен из переработки ОЯТ UO₂-реакторов, накопившегося за три года $3 \cdot m \cdot k_m \cdot G_x^{\text{UO}_2} (1-\varepsilon)^2 = 3 \cdot m \cdot 0,263$ тPu, и из UO₂-сборок MOX-реакторов $2 \cdot n \cdot z \cdot k_n \cdot G_x^{\text{UO}_2(n)} (1-\varepsilon)^2 = 2 \cdot n \cdot 0,297$ тPu.

Из полученного баланса следует соотношение $m/n = 3/5$, означающее, что система из трех реакторов на UO₂-топливе и пяти реакторов на MOX-топливе сможет обеспечить сама себя плутонием. При этом недостаток плутония составит всего ~2 кгPu/год, что в принципе укладывается в погрешность вычислений. Для оцен-

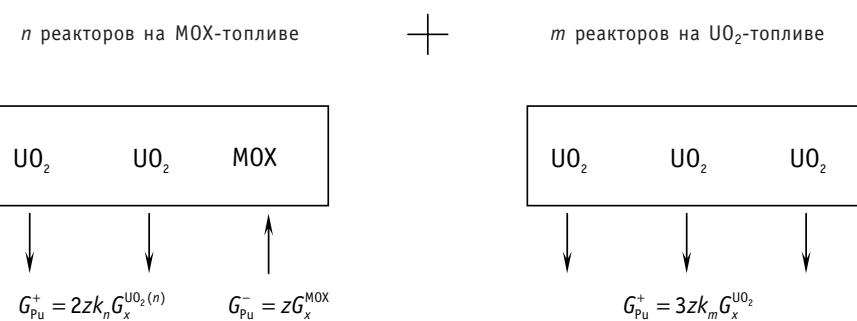


Рис. 4. Соотношение потребности в плутонии и его выработка в системе легководных реакторов на UO₂- и MOX-топливе

ки экономической целесообразности использования MOX-топлива в рамках найденной системы сравним топливные составляющие в случае, когда все восемь реакторов работают на UO₂-топливе и пять из них имеют MOX-топливо в одной трети активной зоны.

Условие экономической целесообразности замыкания топливного цикла по плутонию может быть выражено следующим образом:

$$8 \cdot 3 \cdot C_{\text{топ}}^{\text{отк}} > 5 \cdot 1 \cdot C_{\text{топ}}^{\text{MOX}} + 5 \cdot 2 \cdot C_{\text{топ}}^{\text{пер}} + 3 \cdot 3 \cdot C_{\text{топ}}^{\text{пер(UO}_2\text{)}}, \quad (3)$$

где $C_{\text{топ}}^{\text{отк}}$ – топливная составляющая для реакторов на UO₂-топливе, работающих в открытом топливном цикле; $C_{\text{топ}}^{\text{MOX}}$ – топливная составляющая для MOX-сборок, включающая в себя стоимость их изготовления, а также стоимость транспортировки, хранения и захоронения облученных сборок; $C_{\text{топ}}^{\text{пер}}$ – топливная составляющая для UO₂-сборок реакторов, работающих на MOX-топливе, включающая в себя стоимость добычи соответствующего количества природного урана, его конверсии, обогащения, изготовления ТВС, а также стоимость последующей транспортировки облученного топлива, его химической переработки и захоронения выделенных радиоактивных отходов; $C_{\text{топ}}^{\text{пер(UO}_2\text{)}}$ – топливная составляющая для реакторов на UO₂-топливе, работающих в замкнутом топливном цикле; отличие от $C_{\text{топ}}^{\text{пер}}$ вызвано другим значением годового расхода топлива и количества накопленных радиоактивных продуктов деления (изменение нейтронно-физических свойств активной зоны при добавлении MOX-топлива приводит к изменению достигаемой глубины выгорания).

Преобразуем выражение (3), раскрыв каждую его составляющую и сгруппировав члены возле коэффициентов, представляющих основные параметры – стоимость урана, работы разделения, химической переработки ОЯТ и изготовления MOX-топлива. Введем следующие обозначения:

$$E = 5f(x_n, y, c)(1+\varepsilon)^3(3G_x^{\text{UO}_2} - 2G_x^{\text{UO}_2(M)}) ;$$

$$F = 5n(x_n, y, c)(1+\varepsilon)(3G_x^{\text{UO}_2} - 2G_x^{\text{UO}_2(M)}) ;$$

$$G = -10G_x^{\text{UO}_2(M)} - 9G_x^{\text{UO}_2} ; H = -5G_x^{\text{MOX}} ;$$

$$\begin{aligned} I = & 5C_k f(x_n, y, c)(1+\varepsilon)^2 (3G_x^{\text{UO}_2} - 2G_x^{\text{UO}_2(M)}) + 5C_{\text{изг}} (3G_x^{\text{UO}_2} - 2G_x^{\text{UO}_2(M)}) - \\ & - C_{\text{тр}} (10G_x^{\text{UO}_2(M)} + 9G_x^{\text{UO}_2}) + C_{\text{тр,xp}} (24G_x^{\text{UO}_2} - 5G_x^{\text{MOX}}) + C_{\text{зах}} (24G_x^{\text{UO}_2} - 5G_x^{\text{MOX}}) + \\ & + C_{\text{зах}}^{\text{PAO}} (1-\varepsilon) (10\alpha_1 G_x^{\text{UO}_2(M)} + 9\alpha_2 G_x^{\text{UO}_2}), \end{aligned}$$

где $G_x^{\text{UO}_2}$, $G_x^{\text{UO}_2(M)}$, G_x^{MOX} – годовой расход топлива соответственно для реакторов на UO₂-топливе, для урановых и MOX-сборок реакторов на MOX-топливе; $C_{\text{изг}} = 275 \$/\text{кг}$ – стоимость изготовления UO₂-топлива; $C_{\text{изг}}^{\text{MOX}}$ – стоимость изготовления MOX-топлива; α_1 и α_2 – средняя глубина выгорания UO₂-сборок в реакторах на UO₂- и MOX-топливе.

Тогда условие экономической целесообразности использования MOX-топлива в предложенной системе реакторов может быть записано следующим образом:

$$E \cdot C_u + F \cdot C_{\text{пп}} + G \cdot C_{\text{хим}} + H \cdot C_{\text{изг}}^{\text{MOX}} + I > 0. \quad (4)$$

Проведем аналогичное расчетное исследование в диапазоне цен на уран и работу разделения, принимая стоимость химической переработки облученного топлива неизвестным варьируемым параметром. Однако теперь дополнительным параметром будет стоимость изготовления MOX-топлива. Результаты исследования представлены в табл. 1.

Таблица 1

Результаты исследования экономической целесообразности использования MOX-топлива в системе легководных реакторов

$C_{изг}^{MOX}$, \$/кг	1000	1250	1500
$C_{хим}^{\min}$, \$/кг	853	800	740
$C_{хим}^{\max}$, \$/кг	1254	1200	1140

В таблице 1 $C_{хим}^{\min}$ характеризует значение стоимости химической переработки, ниже которого использование MOX-топлива в рассматриваемой системе реакторов типа ВВЭР-1000 представляется экономически целесообразным при данной стоимости изготовления MOX-топлива во всем диапазоне цен на уран и работу разделения. При $C_{хим} > C_{хим}^{\max}$ использование MOX-топлива невыгодно, а в промежутке ($C_{хим}^{\min} < C_{хим} < C_{хим}^{\max}$) все будет зависеть от конкретного сочетания цен. Из анализа данных, приведенных в табл. 1, видно, что чувствительность предельных значений стоимости химической переработки по отношению к стоимости изготовления MOX-топлива невелика (изменение $C_{изг}^{MOX}$ на ~25% приводит к изменению $C_{хим}^{\min}$ на ~7% и $C_{хим}^{\max}$ на ~5%). Таким образом, сильная неопределенность в данных о стоимости изготовления MOX-топлива для легководных реакторов не окажет большого влияния на результаты исследования. В рамках найденной системы реакторов экономический потенциал использования MOX-топлива сохраняется даже при стоимости изготовления MOX-топлива 1500 \$/кг.

В заключение отметим, что разработанная методика, реализованная в соответствующем компьютерном коде, позволяет получить быстрые оценки экономической целесообразности замыкания топливного цикла легководных реакторов. Полученные результаты при этом практически не зависят от возможных флюктуаций цен на рынке товаров и услуг ЯТЦ. Результаты исследований, проведенных с использованием данной методики, при условии справедливости принятых допущений свидетельствуют о наличии высокого экономического потенциала для замыкания топливного цикла легководных реакторов.

Литература

1. Bunn M., Fetter S. et al. The economics of reprocessing vs. direct disposal of spent nuclear fuel. BCSIA, Final Report 8/12/1999-7/30/2003.
2. Market Competition in the Nuclear Industry, OECD, 2008.
3. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OECD, 1994.
4. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 480 с.
5. Гераскин Н.И., Пискунова Н.А., Голосная А.А. Обоснование экономической целесообразности замыкания топливного цикла реакторов типа ВВЭР с использованием MOX-топлива/Научная сессия МИФИ-2006. Т. 8. – М.: МИФИ, 2006.

Поступила в редакцию 31.03.2010

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ, СОСТОЯЩЕЙ ИЗ ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В.М. Декусар*, В.С. Каграманян*, А.Г. Калашников*,

В.В. Коробейников*, В.Е. Коробицын*, Д.А. Клинов**

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

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



Дано описание модели атомной энергетики (АЭ) и разработанных на ее основе модулей компьютерного кода CYCLE, позволяющего моделировать работу системы АЭ в открытом и замкнутом топливных циклах. На данном этапе исследований рассматривалось частичное замыкание топливного цикла только по плутонию и регенерированному урану. При этом предполагалось, что плутоний, нарабатываемый в тепловых реакторах (в частности, ВВЭР) с урановым топливом после детерминированной задержки, связанный с выдержкой облученного топлива в бассейне выдержки и регенерацией топлива, целиком используется для запуска и поддержания работы такого же типа реакторов с МОХ-топливом.

Приведены результаты сравнения открытого топливного цикла с реакторами ВВЭР-1000 и замкнутого по плутонию и регенерированному урану цикла с урановыми реакторами и реакторами типа ВВЭР-1000 на МОХ-топливе с одинаковой установленной мощностью. Соотношение между урановыми реакторами и МОХ-реакторами выбиралось из условия баланса плутония.

Сравнение проведено по массовым и экологическим характеристикам ОЯТ, а также степени заполнения хранилищ ОЯТ и могильников.

Ключевые слова: моделирование топливного цикла, реактор типа ВВЭР-1000, урановое топливо, МОХ-топливо, отработавшее ядерное топливо, плутоний, регенерированный уран, малые актиниды, массовые и экологические характеристики топливных циклов, хранилища и могильники ОЯТ.

Key words: fuel cycle modeling, VVER-1000 reactor type, uranium fuel, MOX-fuel, spent nuclear fuel, plutonium, regenerated uranium, minor actinides, mass and ecological fuel cycle parameters, storage and final repository.

ВВЕДЕНИЕ

Разработка надежного прогноза развития атомной энергетики, как и энергетики в целом, представляет собой сложную до сих пор нерешенную проблему. В течение относительно короткой истории, охватывающей около пятидесяти лет,

© В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, В.В. Коробейников, В.Е. Коробицын, Д.А. Клинов, 2010

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ожидания и прогнозы относительно развития и использования ядерной энергетики в разных регионах мира значительно изменились со временем от оптимистических до крайне пессимистических.

Возможности полезного применения энергии ядерного деления, которые были обоснованы много лет назад, позволили в семидесятые годы прошлого века сделать весьма оптимистические прогнозы ее развития, предсказывавшие очень высокий уровень установленных ядерных мощностей в мире к 2000 г. Реальный ход событий показал, что эти прогнозы оказались завышенными более чем на порядок. К сожалению, большие планы по развертыванию мощностей ЯЭ России также не были выполнены. Тем не менее, те страны (Франция, Япония, США и др.), которые взяли решительный курс на осуществление своих ядерных программ, смогли за короткий срок (в течение 10–15 лет) диверсифицировать структуру производства базисной электроэнергии, т.е. обеспечить в ней достаточно высокую долю ядерного электричества.

Важной стороной долгосрочного прогнозирования развития ядерного сектора энергетики является правильное отражение процессов инновационного обновления энерготехнологий. Анализ влияния воздействия тех или иных концептуальных и эволюционных технических решений на конкурентоспособность ядерных энергоисточников и формирование на этой основе приоритетных направлений НИОКР следует рассматривать как одно из главных направлений моделирования.

Необходимой стороной долгосрочного прогнозирования (планирования) развития АЭ является системный подход, при котором АЭ рассматривается как система, включающая в себя все процессы, начиная от добычи (а может быть и геологической разведки и обустройства месторождений) сырья до окончательного захоронения отходов и восстановления нарушенной окружающей среды. Решения по развитию АЭ, в том числе по приоритетному развитию НИОКР, должны приниматься только при правильном учете и анализе связей между параметрами и с учетом накладываемых внешних ограничений. Необходимым условием такого учета и анализа является математическое моделирование процессов, происходящих в АЭ.

Важно, чтобы моделирование охватывало различные уровни рассмотрения системы и предметные области.

- На уровне макросистемы требуется моделирование развития энергетики в целом для определения возможных стратегических направлений и возможностей развития АЭ с учетом ограничений глобального характера (ресурсы, экология). Для этой цели используются такие коды как, например, MESSAGE, GEM-10.

- На уровне системы АЭ нужно моделирование развертывания АЭ для детально-го определения ее структуры, наилучшим образом подходящей для выполнения намеченных стратегических задач с учетом специфики отрасли (ресурсные и финансовые балансы, потребности в инфраструктуре, их распределение во времени и т.д.). Для решения такой задачи используется модель развития ядерной энергетики, заложенная в коде DESAE.

- На уровне физико-технических особенностей ядерной энергетики важно корректное моделирование всех этапов ядерного топливного цикла (включая облучение ядерных материалов в реакторах, процессы хранения и изготовления свежего и переработки облученного топлива, обращение с отходами и т.д.).

Вкладу в решение последней задачи и посвящена данная статья. В статье дано описание модели АЭ и разработанных на ее основе модулей компьютерного кода CYCLE, позволяющего моделировать работу тепловых и быстрых реакторов в открытом или замкнутом топливном циклах. При этом, одним из главных моментов, учитываемых при создании кода, был учет экологических последствий, в том чис-

ле долговременных, развития АЭ. Указанные модули являются первым этапом в разработке компьютерного кода, позволяющего моделировать ЯЭ с реакторами различного типа и в режиме полного замыкания по топливным и сырьевым материалам.

Код CYCLE позволяет производить детальное моделирование нуклидного состава и других характеристик облученного топлива (тепловыделение, активность, радиотоксичность и нейтронный источник) на различных этапах топливного цикла, включая этап окончательного захоронения.

На примере реакторов ВВЭР-1000 выполнен расчетный анализ и проведено сравнение массовых и экологических характеристик системы реакторов, работающих в открытом цикле, и части реакторов на МОХ-топливе, изготовленном на основе плутония, наработанного в реакторах на уране.

АНАЛИЗ СУЩЕСТВУЮЩИХ ПОДХОДОВ К РАСЧЕТНОМУ МОДЕЛИРОВАНИЮ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Программный комплекс MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts – моделирование энергопроизводящих систем и их общего воздействия на окружающую среду) представляет собой крупномасштабную динамическую системно-инженерную оптимизационную модель, используемую для средне- и долгосрочного энергетического планирования, анализа энергетической политики и разработки сценариев развития энергетики [1]. Эта модель позволяет определить оптимальную стратегию энергоснабжения с учетом определенных пользователем доступных ресурсов, технологий и ограничений. Программный комплекс представляет собой гибкий многофункциональный инструмент проведения комплексного анализа перспективного развития топливных и энергетических секторов экономики с возможным учетом прогнозных макроэкономических показателей, данных о структуре потребления и возможностях ресурсной базы. Для нахождения оптимальной структуры энергетики MESSAGE использует набор специальных программных средств решения линейных оптимизационных задач.

Результат работы программы – оптимальная структура производства энергии при заданных ограничениях. Критерием оптимизации является минимум приведенных затрат на развитие системы за весь прогнозный период.

Программа DESAE [2], разрабатываемая в настоящее время для целей использования в рамках ИНПРО, позволяет выполнить расчет ресурсов как финансовых, так и материальных, требуемых для удовлетворения определенных энергетических потребностей заданным набором реакторов, как функции времени. Соответственно, пользователь может исследовать практичность предлагаемой системы и материальные балансы, включая потребности в уране как функции времени, образование отходов, рециклирование плутония и т.д. Однако проблема детального описания материальных потоков топлива и отходов в коде решается приближенно.

Таким образом, DESAE поможет в определении возможных путей к формированию глобальной устойчивой ядерной энергетической системы, основанной на разнообразных национальных и региональных системах.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КОМПЬЮТЕРНОЙ ПРОГРАММЫ ПЕРВОГО ЭТАПА РАБОТЫ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ РАЗВИТИЯ АЭ

Рассматриваются открытый и замкнутый по плутонию топливные циклы. Для открытого цикла будем считать, что переработка облученного топлива не производится, т.е. после промежуточного хранения топливо инкапсулируется и захоранивается в могильнике или направляется на долговременное хранение. В слу-

чае замкнутого цикла считается, что выделенный из облученного уранового ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР плутоний используется в виде MOX-топлива в реакторе типа ВВЭР-1000. ОЯТ из MOX-реактора поступает на окончательное захоронение, т.е. имеет место однократный рецикл плутония, нарабатываемого в обычных ВВЭР.

В части характеристик АЭ как системы ограничимся моделированием материальных потоков, связанных с изготовлением топлива и обращением с ОЯТ, а также обеспечивающих их предприятий топливного цикла. Детально моделируются изменение нуклидного состава и интегральные характеристики облученного топлива на различных этапах топливного цикла.

Алгоритм моделирования указанных процессов реализован в виде компьютерного кода CYCLE, предназначенного для моделирования загрузки и выгрузки топлива в системе атомной энергетики, включая собственно реакторы и необходимую инфраструктуру – бассейны выдержки, хранилища облученных ТВС и могильники для захоронения отходов.

Комплекс состоит из нескольких модулей. В данной работе использованы модули для моделирования открытого топливного цикла. Модули, детально моделирующие регенерацию отработавшего топлива в замкнутом топливном цикле, здесь не рассматриваются.

Модуль REACTORS рассчитывает общие характеристики модели топливного цикла: количество введенных, работающих и выведенных из эксплуатации реакторов, суммарную электрическую мощность реакторов, долю реакторов в энергетике и т.п.

Модуль FUEL на основании полученной из модуля REACTORS информации рассчитывает загрузку и выгрузку ТВС и массу тяжелого металла, выгруженного из реакторов и поступившего в бассейн выдержки (БВ), хранилище облученных ТВС и далее на захоронение.

Модуль STORNUC рассчитывает более детально изотопный состав загружаемого и выгружаемого топлива, а также такие важные характеристики топливного цикла, как радиотоксичность топлива и отходов, остаточное тепловыделение и др. Вычисления производятся на основе заранее рассчитанной с помощью модуля TIMCRED библиотеки изменения во времени изотопного состава всех ТВС, участвующих в топливном цикле. Для этой цели в состав модуля TIMCRED была включен модуль CREDEX. Вспомогательный модуль CREDEN на основе информации, рассчитанной по программе WIMS-ABBN [3, 4], готовит входные данные по составу ТВС в принятом программой CREDEX формате. CREDEX предназначен для расчета концентраций нуклидов, расчет которых отсутствует в WIMS-ABBN и влиянием которых на баланс реактивности можно пренебречь, однако важных с точки зрения радиотоксичности.

Расчет изменения нуклидного состава облученного топлива также производился по программе CREDEX. С его помощью производятся расчеты радиотоксичности, остаточного энерговыделения и источника нейтронов при длительном хранении ОЯТ и его захоронении.

При расчете изотопного состава рассматриваются цепочки радиоактивных распадов от ^{246}Cm до стабильных изотопов Pb и Bi в соответствии с работой [5]. Характерной особенностью для процесса длительного хранения ОЯТ является значительный разброс по величине $T_{1/2}$: от $1.4 \cdot 10^{10}$ лет для ^{232}Th до микросекунд для некоторых изотопов Po. Указанное обстоятельство затрудняет непосредственное применение численных методов для решения системы дифференциальных уравнений, описывающей радиоактивный распад, поэтому в алгоритме используется комбинация численного метода Рунге-Кутта и приближения равновесного состава.

При расчете радиотоксичности учитывались актиниды и продукты их распада.

Радиотоксичность определялась как произведение активности каждого нуклида на его индивидуальный вклад в соответствии с Dose Coefficient Intake (DCI) для воды и воздуха, рекомендованными МКРЗ (ICRP) [6, 7].

Остаточное энерговыделение ОЯТ обусловлено энергией, выделяемой при радиоактивном распаде актинидов и продуктов деления. Причем остаточное энерговыделение продуктов деления (и их дочерних продуктов) существенно в течение первых нескольких сотен лет после облучения топлива.

Энерговыделение актинидов и их дочерних продуктов определялось непосредственно как сумма по изотопам:

$$Q_{\text{ост.}}^{\text{Actn}} = 1.60214 \cdot 10^{-19} \cdot \sum A_i \cdot E_i, \text{ кВт}$$

где A_i – активность i -го нуклида в топливе, Бк; E_i – энергия на распад, кэВ. В общем случае $E_i = E_{i\alpha} + E_{i\beta} + E_{i\gamma}$ ($E_{i\alpha}$, $E_{i\beta}$, $E_{i\gamma}$ – соответственно энергия α -, β - и γ -распада с учетом коэффициентов ветвления; значения взяты из работ [8, 9]).

Количество изотопов – продуктов деления и их дочерних продуктов достаточно велико особенно на коротких временах после облучения. Непосредственный учет всех этих изотопов затруднителен и сделал бы расчеты очень длительными. Поэтому обычно используют специально затаубурированные функции, показывающие спад по времени энерговыделения, приходящийся на одно разделившееся ядро конкретного делящегося нуклида:

$$C_i(T, t) = C_i(\infty, t) - C_i(\infty, T'), \text{ МэВ/с/дел.,}$$

где T – полное время облучения изотопа i ; t – время выдержки после облучения; T' – полное время ($T' = T + t$).

На произвольный момент времени t остаточное энерговыделение определяется при квадратичной интерполяции значений, приведенных в указанных таблицах. В качестве исходных данных служит средняя мощность, выделяемая за счет делений на каждом учитываемом изотопе за время облучения T .

$$Q_{\text{ост.}}(t) = \sum_{i_{fs}} \frac{P_{fi}}{E_{fi}} (C_i(\infty, t) - C_i(\infty, T+t)),$$

где суммирование ведется по всем делящимся изотопам. Для изотопов, делящихся тепловыми и быстрыми нейtronами, при суммировании появляются два соответствующих слагаемых: E_{fi} – эффективная энергия деления изотопа i , МэВ/дел./с [10]; P_{fi} – средняя мощность, выделяемая при делении изотопа i за время облучения T , кВт.

Кроме того, учитывался дополнительный вклад в остаточное энерговыделение за счет поглощения нейtronов в продуктах деления. Такой учет производился с помощью поправочного коэффициента, зависящего от времени выдержки и рекомендованного в работе [11].

Источник нейtronов складывается за счет нейtronов спонтанного деления и нейtronов из (α, n) -реакции на кислороде диоксидного топлива.

Источник нейtronов за счет спонтанного деления рассчитывается по соотношению

$$S_{SF} = \sum_i \rho_i \lambda_{i_{sf}} \bar{V}_{sf},$$

где $\lambda_{sf} = \frac{\ln 2}{T_{1/2_{sf}}}$, а $T_{1/2_{sf}}$ и \bar{V}_{sf} – соответственно период, характеризующий вероятность спонтанного деления, и число вторичных нейtronов при спонтанном делении [11]; ρ_i – концентрация i -го изотопа с учетом изотопов от ^{230}Th до ^{246}Cm .

Расчет источника за счет (α, n) -реакции проводился в приближении толстой мишени. Выход нейtronов Y_n^i на одну α -частицу, эмитируемую изотопом i , прини-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

мался по данным [12] для диоксидного топлива. В качестве эмиттера α -частиц рассматривались изотопы от ^{210}Bi до ^{246}Cm . Величина источника нейтронов определялась по соотношению

$$S_\alpha = \sum_i \rho_i \lambda_i b_i Y_n^i,$$

где ρ_i – концентрация изотопа i ; λ_i – постоянная его распада; b_i – коэффициент ветвления α -распада [10].

Полный источник нейтронов определялся как

$$S_n = S_{SF} + S_\alpha.$$

Модули комплекса CYCLE работают независимо и обмениваются данными в виде файлов с форматной записью, что облегчает анализ результатов на стадии отладки и их представление с помощью внешних графических программ. Имеются и встроенные графические средства, предназначенные, в основном, для упрощения отладки и выбора параметров модели.

Входной информацией, используемой кодом CYCLE, являются функция, описывающая ввод реакторов по времени, и характеристики реакторов.

В результате расчетов определяются

- количество реакторов, выработавших свой ресурс и выведенных из эксплуатации;
- количество работающих реакторов;
- суммарная электрическая мощность работающих реакторов;
- доля электрической мощности парка реакторов в электроэнергетике;
- интегральное количество выработанной электроэнергии с момента начала ввода реакторов;
- доля выработанной реакторами электроэнергии во всей электроэнергетике;
- расход природного урана (интегральное количество природного урана, потребленного с начала ввода реакторов);
- работа разделения;
- количество выгруженных ТВС;
- количество тяжелого металла, поступившего в хранилище ОТВС (облученных ТВС);
- количество заполненных хранилищ временного (промежуточного) хранения ОТВС;
- количество топлива, поступившего на захоронение;
- количество заполненных хранилищ для захоронения ОТВС;
- нуклидный состав ОЯТ и его интегральные характеристики (активность топлива (Бк), радиотоксичность по воздуху (Зв), радиотоксичность по воде (Зв), нейтронный источник за счет спонтанного деления актинидов (н/с), нейтронный источник за счет (α , n)-реакции на кислороде (н/с), полный нейтронный источник (н/с), тепловыделение актинидов (кВт), тепловыделение осколков деления (кВт), полное остаточное тепловыделение) рассчитываются на выходе из бассейна выдержки, на входе и выходе из хранилища, в хранилище, на выходе в могильник (или хранилище долговременного хранения), в могильнике.

ПРИМЕР РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯТЦ

В качестве иллюстрации работы кода CYCLE приведены результаты сравнения характеристик топливного цикла реакторов ВВЭР-1000 при их работе в открытом топливном цикле и в случае реализации гипотетического сценария с однократным рециклированием в них плутония и регенерированного урана в виде МОХ-топлива. Сравниваются одинаковые по установленной электрической мощности две систем-

мы: состоящая из одних реакторов ВВЭР-1000 на урановом топливе и система из таких же реакторов и реакторов на МОХ-топливе (МОХ-реакторов). Соотношение урановых и МОХ-реакторов во второй системе определяется исходя из баланса плутония.

В качестве начального условия принимается, что в 2010 г. работают 10 реакторов ВВЭР-1000. В соответствии с программой развития атомной энергетики России [13] предполагается, что с 2010 по 2029 гг. должны быть запущены реакторы типа ВВЭР общей электрической мощностью порядка 37 ГВт. Будем предполагать, что все реакторы (введенные до 2010 г. и позднее) по мощности и характеристикам активной зоны идентичны реактору ВВЭР-1000 проекта В-320.

Для получения оценки максимального количества реакторов, которые можно перевести на МОХ-топливо, принималось

- длительность внешнего топливного цикла равна четырем годам, что, по-видимому, близко к минимальному значению; при этом предполагалось, что три года проходит от момента выгрузки топлива из урановых реакторов до выделения плутония и урана и один год от выделения плутония и урана до загрузки МОХ-топлива в реактор;
- все урановые реакторы, которые были введены до 2010 г., считаются введенными в 2010 г.
- время ввода МОХ-реакторов продляется до 2035 г.

Реакторы на МОХ-топливе вводятся по мере накопления выделенного плутония. На основании условия баланса плутония оказалось возможным ввести 7.5 МОХ-реакторов. Количество введенных урановых ВВЭР составило 39.5 (0.5 МОХ-реактора вместе с 0.5 уранового реактора можно считать одним реактором с 50-процентной долей МОХ-топлива). Параллельно с замкнутым циклом рассматривался сценарий с открытым циклом на урановых реакторах ВВЭР-1000 такой же суммарной мощности. Всего в обоих сценариях было введено по 47 реакторов, таким образом, максимальная установленная электрическая мощность для обеих систем оказывается равной 47 ГВт.

Изотопный состав плутония в момент загрузки в МОХ-реактор определялся с учетом вышеуказанных выдержек ОЯТ и плутония. Содержание плутония в МОХ-топливе определенного типа ТВС находилось из условия сохранения величины коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде из данных ТВС на конец цикла реактора таким же, как для соответствующих урановых ТВС.

Срок службы для всех реакторов был принят равным 60-ти годам.

Емкости хранилища ОЯТ и могильника приняты одинаковыми соответственно с хранилищем ГХК г. Железногорска и хранилищем долговременного хранения в Юкка-Маунтин (США).

Рассмотрение проводится до 2095 г. – года снятия с эксплуатации последних реакторов, введенных в строй до 2035 г.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рисунке 1 показана установленная электрическая мощность работающих реакторов в зависимости от времени.

На рисунке 2 показаны количества потребленного природного урана урановыми реакторами и реакторами на МОХ-топливе. Из рисунка видно, что полное потребление природного урана урановыми реакторами составит около 530 тыс. т и ~ 450 тыс. т в системе урановых и МОХ-реакторов такой же суммарной мощности. Таким образом, экономия природного урана при однократном рецикле регенерированного плутония и части урана составит ~16%, что согласуется с долей реакторов с МОХ-топливом в системе урановых и МОХ-реакторов. Следует отме-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

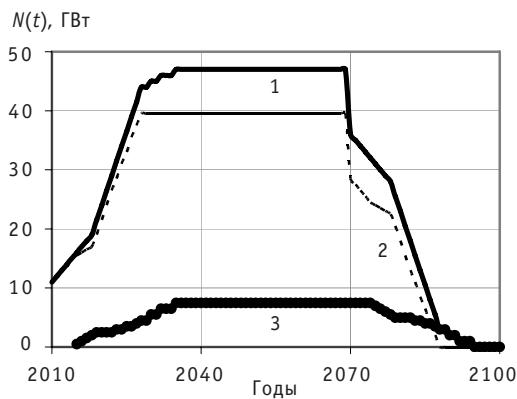


Рис. 1. Зависимость установленной мощности работающих реакторов ВВЭР-1000 от времени: все реакторы на природном уране (1); в системе урановых (2) и МОХ-реакторов (3)

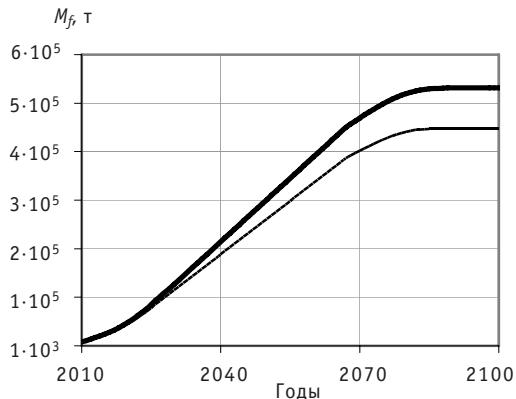


Рис. 2. Количество потребленного природного урана: — система урановых реакторов; - - - система урановых и МОХ-реакторов

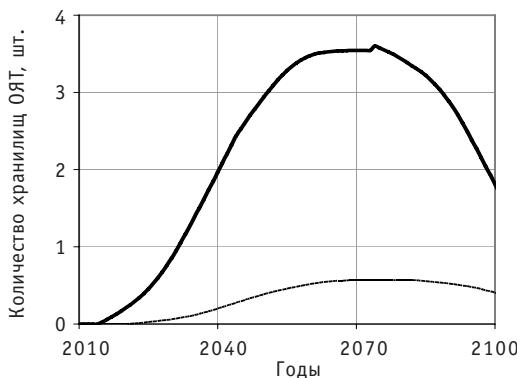


Рис. 3. Количество заполненных хранилищ ОЯТ:
— система урановых реакторов;
- - - система урановых и МОХ-реакторов

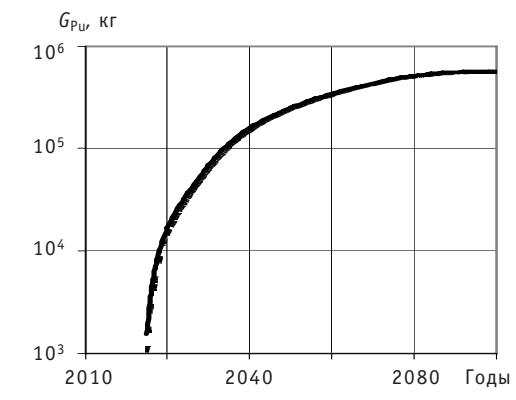


Рис. 4. Количество регенерированного плутония, доступного для загрузки в реакторы с МОХ-топливом (Pu^+ —), и плутония, потребляемого (Pu^- - - -) этими реакторами (кг)

тить, что эта величина близка к максимальной оценке, так как она была получена в предположении минимального времени с момента выгрузки ОЯТ из урановых реакторов до погрузки регенерированного топлива в реактор (четыре года). При увеличении времени задержки потребление плутония реактором с МОХ-топливом увеличится вследствие распада ^{241}Pu и, следовательно, сократится количество МОХ-реакторов в рассматриваемой системе.

На рисунке 3 показано количество хранилищ ОЯТ, по емкости равных хранилищам в ГХК г. Железногорска, которое потребуется для реализации обсуждаемой программы ввода реакторов. На рисунке показано количество хранилищ в случае открытого топливного цикла, когда все ОТВС проходят через хранилище, и для системы урановых и МОХ-реакторов. В последнем случае предполагается, что через хранилище проходят только ОТВС с МОХ-топливом, а урановые ОТВС сразу направляются на регенерацию. Из рисунка видно, что максимальное количество хранилищ в случае открытого цикла потребуется в 2074 г. и составит 3.6. Если в хранилище направляются только ОТВС с МОХ-топливом, потребуется не более 0.6 хранилища. Следует отметить, что эти данные получены при предполагаемом в расчете сроке пребывания ОЯТ в хранилище в течение 30-ти лет. При увеличении срока хранения необходимое количество хранилищ увеличится.

Таблица 1

Удельные (на 1 ТВС) интегральные характеристики облученного уранового и MOX-топлива (UR/MOXR) в стационарном режиме, T_c – время выдержки

Характеристика	Момент времени			
	На выходе из БВ $T_c = 3$ года	На входе в хранилище $T_c = 4$ года	На выходе из хранилища $T_c = 34$ года	На входе в могильник $T_c = 35$ лет
Активность, Бк	2.175E+15/ 1.184E+16	2.073E+15/ 1.124E+16	5.827E+14/ 3.206E+15	5.610E+14/ 3.089E+15
Радиотоксичность по воде, Зв	2.901E+07/ 2.108E+08	2.890E+07/ 2.077E+08	2.686E+07/ 1.647E+08	2.679E+07/ 1.637E+08
Радиотоксичность по воздуху, Зв	5.822E+09/ 4.680E+10	5.779E+09/ 4.579E+10	5.292E+09/ 3.392E+10	5.275E+09/ 3.366E+10
Нейтронный источник, н/с	7.902E+02/ 1.371E+04	7.554E+02/ 1.293E+04	2.562E+02/ 4.212E+03	2.475E+02/ 4.061E+03
Тепловыделение актинидов, Вт	1.044E+02/ 1.118E+03	9.959E+01/ 1.030E+03	1.092E+02/ 7.503E+02	1.091E+02/ 7.450E+02
Полное остаточное тепловыделение, Вт	2.495E+03/ 3.509E+03	1.803E+03/ 2.734E+03	4.273E+02/ 1.069E+03	4.215E+02/ 1.057E+03

В расчете также получено, что максимальное наполнение могильника, по емкости равного хранилищу долговременного хранения в Юкка-Маунтин (США), составляет 92% для открытого топливного цикла и 15% – для ОТВС с MOX-топливом.

На рисунке 4 представлены зависимости от времени количества регенерированного плутония в системе урановых и MOX-реакторов, доступного к загрузке в реакторы с MOX-топливом, и плутония, потребляемого этими реакторами.

Из рисунка 4 видно, что при принятом графике ввода реакторы с MOX-топливом оперативно «подбирают» плутоний, нарабатываемый урановыми реакторами. К концу работы MOX-реакторы потребляют 98.5% наработанного плутония. Для регенерированного урана, как показывают результаты расчета, аналогичная величина составляет всего 19%.

В таблице 1 представлены удельные интегральные характеристики облученного топлива урановых и MOX-реакторов в стационарном режиме на пути следования от БВ до могильника.

Как видно из результатов, приведенных в табл. 1, активность, радиотоксичность и тепловыделение актинидов ОТВС с MOX-топливом на всем пути следования от БВ до могильника в 5–10 раз выше, чем ОТВС с топливом из диоксида урана. Наибольшее отличие имеет место для нейронного источника (~ в 17 раз).

Это объясняется существенно большим содержанием МА в облученном MOX-топливе по сравнению с урановым. Наименьшее отличие имеет место для полного тепловыделения (в 1.4–2.5 раза), которое при указанных временах выдержки ОТВС определяется, в основном, тепловыделением осколков деления.

На рисунках 5–8 для рассмотренных систем представлены зависимости от времени количества плутония и младших актинидов (^{237}Np , америция и кюрия) в могильнике начиная со времени прихода последней ОТВС в могильник (2130 г.).

На рисунках 9–13 представлены аналогичные зависимости интегральных характеристик облученного топлива. Здесь и далее условно предполагается, что все продукты регенерации топлива урановых реакторов, которые не используются в реакторах с MOX-топливом, направляются в могильник.

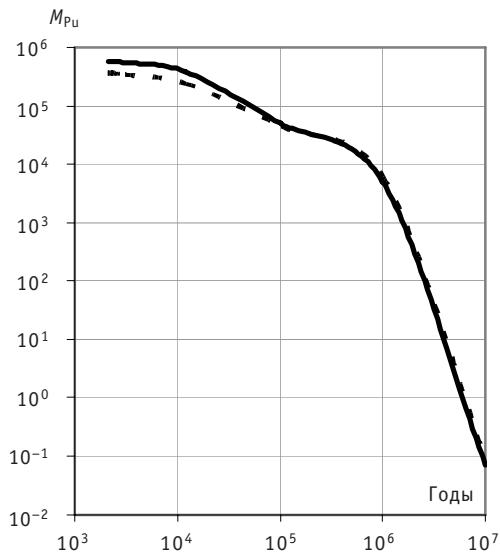


Рис. 5. Количество plutonия (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

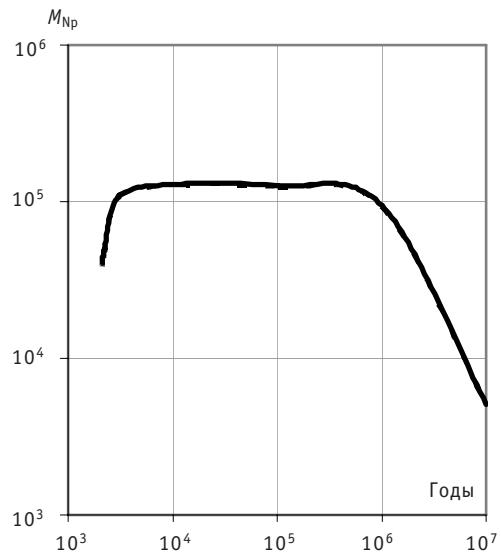


Рис. 6. Количество $Np-237$ (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

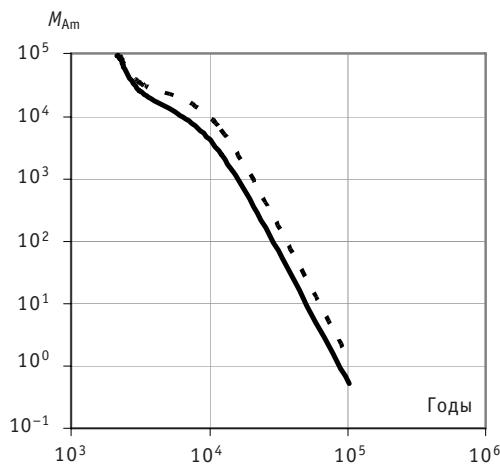


Рис. 7. Количество америция (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

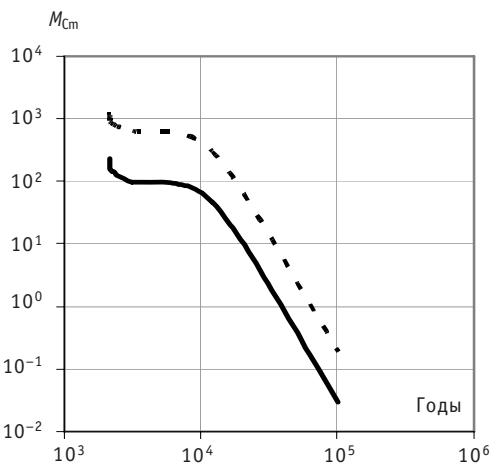


Рис. 8. Количество кюрия (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

Начальное содержание плутония в могильнике в системе урановых и MOX-реакторов в 1.6 раза меньше, чем в системе только урановых реакторов (см. рис. 5). При этом, как видно из табл. 2, в системе урановых и MOX-реакторов плутоний за счет рециклирования имеет ухудшенный изотопный состав: количество ^{239}Pu уменьшилось до 54% по сравнению с 68% в системе только урановых реакторов, а количество ^{240}Pu и ^{242}Pu соответственно возросло. Содержания ^{237}Np и америция близки между собой (см. рис. 6 и 7), а содержание кюрия в системе урановых и MOX-реакторов пять раз больше, чем в системе только урановых (см. рис. 8).

Как видно из рис. 9–13, интегральные характеристики сравниваемых систем реакторов, за исключением нейтронного источника, близки между собой. Это объясняется близким содержанием MA и плутония. При этом, как видно из табл. 2, несмотря на меньшее содержание плутония в системе с MOX-реакторами ^{238}Pu в

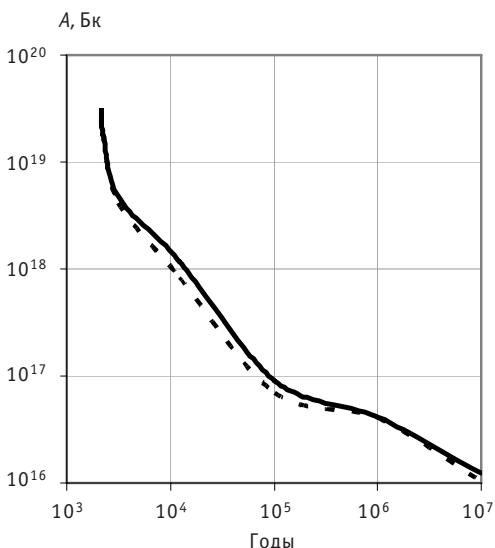


Рис. 9. Активность облученного топлива:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

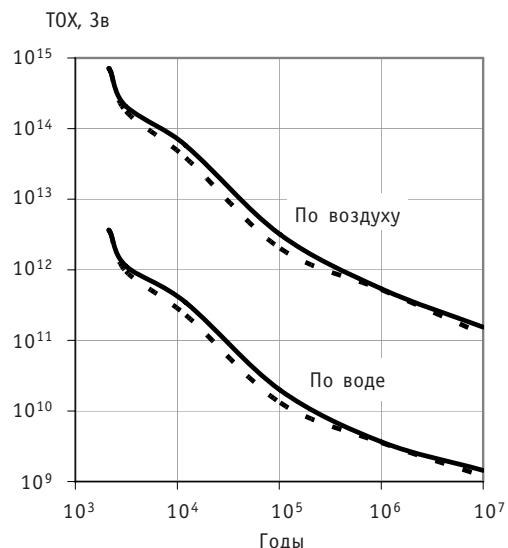


Рис. 10. Радиотоксичность облученного топлива по воде и воздуху: — система урановых реакторов; - - - система урановых и MOX-реакторов

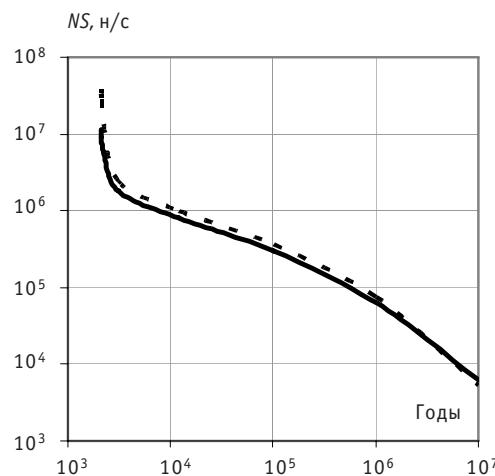


Рис. 11. Нейтронный источник:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

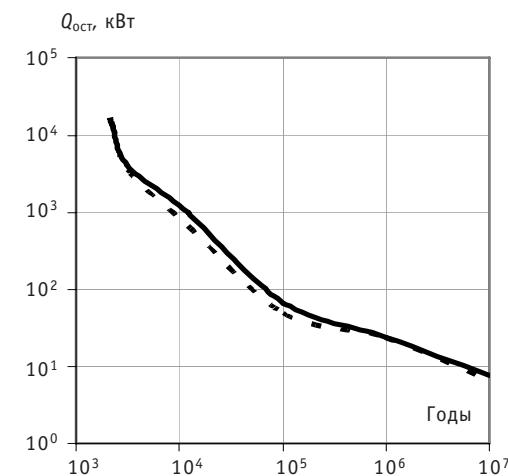


Рис. 12. Остаточное тепловыделение актинидов в топливе: — система урановых реакторов; - - - система урановых и MOX-реакторов

ней больше, как и содержание ^{244}Cm , поэтому тепловыделение актинидов в этой системе примерно на 10% выше.

Мощность нейтронного источника в этой системе в начальный момент в 3.4 раза выше, что объясняется большим содержанием ^{242}Cm в этой системе.

В таблице 3 для системы урановых и MOX-реакторов представлены вклады (%) той части облученного топлива урановых ТВС после химической переработки, которая не была использована для изготовления MOX-топлива, в суммарные интегральные характеристики облученного топлива этой системы.

Из таблицы 3, следует, что вместе с плутонием из отработанного топлива урановых реакторов в MOX-ТВС уходит основная часть радиоактивности. Вклад оставшейся части топлива в интегральные показатели, характеризующие потенциальную экологическую опасность топлива, до 100 тысяч лет остается на уровне $\leq 10\%$.

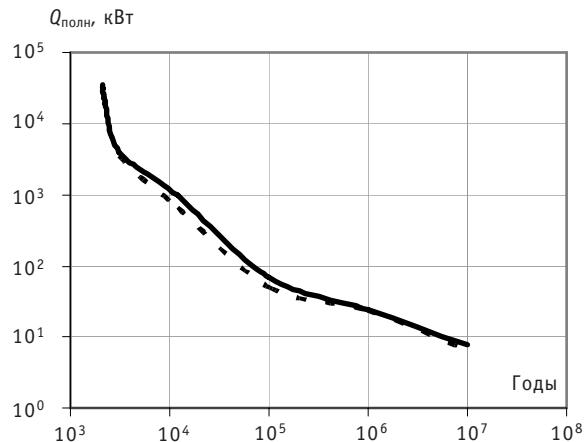


Рис. 13. Полное остаточное тепловыделение:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

временного хранения), хотя при этом усложнится обращение со свежими и облученными ТВС.

Вклад оставшейся части – радиоактивности минорных актинидов, выделенных из облученного уранового топлива, и регенерированного урана составляет около 10%, что упрощает обращение с ними в процессе хранения, переработки и (или) захоронения.

Дальнейшее снижение объема облученного MOX-топлива может быть достигнуто при использовании в качестве потребителя плутония реактора на быстрых нейтронах за счет гораздо большей концентрации плутония в его топливе.

Таблица 2

Содержание изотопов плутония, америция и кюрия в могильнике на момент прихода последней ОТВС (2130 г.)

Нуклид	Урановый реактор		Урановый и MOX-реактор	
	масса, кг	% вес.	масса, кг	% вес.
²³⁶ Pu	2.3942E-07	4.0E-11	4.7736E-07	1.3E-10
²³⁸ Pu	5.6451E+03	0.96	7.0079E+03	1.89
²³⁹ Pu	3.9875E+05	68.12	2.0149E+05	54.33
²⁴⁰ Pu	1.4562E+05	24.87	1.2012E+05	32.39
²⁴¹ Pu	3.1119E+03	0.53	3.3894E+03	0.91
²⁴² Pu	3.2312E+04	5.52	3.8879E+04	10.48
Σ_{Pu}	5.8544E+05	100.0	3.7089E+05	100.0
²⁴¹ Am	8.6971E+04	93.20	8.5876E+04	84.61
^{242m} Am	1.8051E+01	0.02	7.7931E+01	0.08
²⁴³ Am	6.3313E+03	6.78	1.5541E+04	15.31
Σ_{Am}	9.3320E+04	100.0	1.0149E+05	100.0
²⁴² Cm	4.6964E-02	0.02	2.0276E-01	0.02
²⁴³ Cm	3.0731E+00	1.35	1.2875E+01	1.06
²⁴⁴ Cm	1.1841E+02	52.04	5.1458E+02	42.40
²⁴⁵ Cm	1.0435E+02	45.86	6.6862E+02	55.09
²⁴⁶ Cm	1.6597E+00	0.73	1.7300E+01	1.43
Σ_{Cm}	2.2754E+02	100.0	1.2136E+03	100.0

За это время все показатели снижаются на два-три порядка.

В целом, из сказанного следует, что, хотя по показателям, характеризующим потенциальную экологическую опасность топлива, открытый цикл и цикл с однократным рециклированием плутония близки между собой, основная часть радиоактивности концентрируется в шесть раз меньшем количестве ОТВС. При оперативной переработке облученного топлива урановых ТВС это позволит соответственно снизить потребность в емкости временных хранилищ и могильника (хранилища долговременного хранения), хотя при этом усложнится обращение со свежими и облученными ТВС.

Вклад оставшейся части – радиоактивности минорных актинидов, выделенных из облученного уранового топлива, и регенерированного урана составляет около 10%, что упрощает обращение с ними в процессе хранения, переработки и (или) захоронения.

Дальнейшее снижение объема облученного MOX-топлива может быть достигнуто при использовании в качестве потребителя плутония реактора на быстрых нейтронах за счет гораздо большей концентрации плутония в его топливе.

Таблица 3

Вклад части топлива урановых ОТВС в системе урановых и МОХ-реакторов, которая после химической переработки не использовалась для изготовления МОХ-топлива, в суммарные интегральные характеристики облученного топлива этой системы (%)

Характеристика	Время, годы							
	2130	2140	2230	3130	12130	102130	10^6	10^7
Активность, Бк	3.5	5.3	10.3	10.2	7.5	13.5	36.5	71.0
Радиотоксичность по воде, Зв	8.6	8.6	9.1	8.5	5.1	9.5	38.7	74.0
Радиотоксичность по воздуху, Зв	8.9	8.9	9.3	9.0	5.4	10.7	34.1	66.3
Нейтронный источник, н/с	17.4	17.3	18.6	6.7	4.0	0.3	6.0	79.0
Тепловыделение актинидов, Вт	9.6	9.4	9.7	9.7	6.0	12.3	37.0	71.3

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В качестве первого этапа работы по моделированию сценариев развития атомной энергетики разработана математическая модель и написана компьютерная программа CYCLE, позволяющая моделировать работу реакторов в топливном цикле.

Программа позволяет моделировать начинающуюся с реактора часть топливного цикла реакторов с МОХ-топливом, а также систему реакторов, в которой реакторы с МОХ-топливом производят однократный рецикл плутония, наработанным реакторами с урановым топливом.

На последующих этапах возможности программы будут расширены для учета многократного рецикла плутония и рецикла актинидов в быстрых реакторах.

Выполнено апробирование программы CYCLE на примере расчета характеристик топливного цикла реакторов ВВЭР-1000 в открытом топливном цикле и в гипотетическом сценарии с однократным рециклом плутония. При этом реакторы вводятся в количестве и по графику, примерно соответствующим указанному в программе развития атомной энергетики России.

Потребление природного урана в открытом топливном цикле составит 530 тыс. т при 870 тыс. т ресурсов урана, числящихся на настоящее время на балансе Роснедра [14]. При этом понадобится строительство хранилищ ОТВС, по емкости в 2.6 раза превосходящих хранилище ГХК г. Железногорска (при пребывании ОТВС в хранилище в течение 30 лет), и могильника или хранилища долговременного хранения, по емкости примерно равного хранилищу Юкка-Маунтин в США.

При условии, что часть реакторов работает на МОХ-топливе, осуществляя однократный рецикл плутония, наработанный остальными реакторами, экономия природного урана составит ~ 16%. При условии оперативной переработки топлива строительство дополнительных хранилищ промежуточного хранения может не понадобиться. Емкость могильника (или хранилища долговременного хранения ОТВС) может быть снижена в шесть раз.

По показателям, характеризующим потенциальную экологическую опасность облученного топлива, открытый цикл и цикл с однократным рециклом плутония близки между собой. Следует однако отметить, что в цикле с рециклом плутония основная часть радиоактивности из облученного топлива урановых реакторов

уходит вместе с плутонием и концентрируется в шесть раз меньшем количестве OTBC. Вклад оставшейся части (за счет минорных актинидов, выделенных из облученного уранового топлива, и регенерированного урана) составляет около 10%, что упрощает обращение с ней в процессе хранения, переработки и (или) захоронения.

Использование в качестве потребителя плутония реактора на быстрых нейтронах позволит еще в несколько раз сократить объем облученного МОХ-топлива вследствие гораздо большего содержания в нем плутония.

Авторы выражают благодарность Э.Н. Капрановой и М.С. Колесниковой за проведенные расчеты и оформление данной статьи.

Работа поддержана грантом в рамках ФЦП Научные и научно-педагогические кадры инновационной России. № 02.740.11.0502.

Литература

1. IIASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact, www.iiasa.ac.at.
2. Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д., Субботин С.А. Интерактивная модель для количественной оценки ключевых показателей системы ядерной энергетики. Программа DESAE, отчет по индивидуальному исследованию ИНПРО/Рабочие материалы совещания «Обзор результатов индивидуальных исследований по опробированию методологии ИНПРО», 5-9 июля 2004 г. – МАГАТЭ, Вена, Австрия.
3. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar (Obninsk, April 24-25, 1995).
4. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS// J. Brit. Nucl. Soc. – 1966. – 5. – 564.
5. Jagdish K. Tuli. Nuclear Wallet Cards (Fifth Ed.). National Nuclear Center for the U.S. Nuclear Data Network. BNL, 1995.
6. ICRP Publication 68, Dose Coefficients for Intake of Radionuclides by Workers, Replacement of ICRP Publication 61, Annals of the ICRP 24, №4 (1994)
7. ICRP Publication 61, Annual Limits on Intake by Workers Based on the 1990 Recommendations, Annals of the ICRP 22, №4 (1991).
8. JEF-2.2. Radioactive Decay Data JEF Report 13, AEN-NEA, 1994.
9. Browne E., Firestone R.B. Table of Radioactive Isotopes. Lawrence Berkley Lab., 1984
10. Shure K. Decay Rate and Decay Heat Data from Fission Products// Nuclear Science and Engineering. – 1991. – V. 78. – № 1. – P. 185.
11. JNDC Nuclear Data Library of Fission Products (Second Version) JAERI-1320, 1990.
12. Data Book for Calculating Neutron Yields from (a, n) Reaction and Spontaneous Fission, 1992.
13. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. Одобрена Правительством РФ 25.05.2000 г. Протокол № 17. – М., 2000.
14. Дайджест Nuclear.ru от 24.10.07.

Поступила в редакцию 17.09.2010

УВЕЛИЧЕНИЕ БАРЬЕРА ПРОТИВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ЧЕРЕЗ НАКОПЛЕНИЕ ДОЗЫ ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ГАММА-ЭМИТТЕРОВ

А.И. Дьяченко*, В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов****

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

**Негосударственное образовательное учреждение «Центральный институт повышения квалификации», г. Обнинск, Россия



Проводится анализ радиационных барьеров, направленных на уменьшение привлекательности трансурановых материалов с точки зрения распространения. Барьер формируется посредством допинга редкоземельных гамма-эмиттеров, для выбора которых производится анализ ядерно-физических свойств, включая их особенности накопления при облучении топлива ядерных реакторов. Рассмотрены и сформулированы необходимые количественные требования к присутствию примесей изотопов группы лантаноидов для формирования барьеров с учетом существующих критерии оценки защищенности.

Ключевые слова: нераспространение, доза излучения, редкоземельные элементы.

Keywords: nonproliferation, dose rate, rare earth.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема несанкционированного распространения ядерных материалов является одним из основных сдерживающих факторов широкого внедрения ядерных технологий в развивающиеся страны. До сих пор помимо институциональных мер традиционным барьером распространению являлась так называемая денатурация ядерных материалов, под которой понимается прежде всего изотопная защита ключевых оружейных ядерных материалов. Для урана денатурация представляет собой защиту изотопа ^{235}U изотопом ^{238}U , т.е. вовлечение урана в ядерную энергетику происходит в виде использования низкообогащенного топлива. Для плутония денатурация означает увеличение в его изотопном векторе доли четных изотопов ^{238}Pu и ^{240}Pu , повышающих внутреннее энерговыделение (относится к изотопу ^{238}Pu), и нейтронный источник спонтанного деления (характерно для обоих изотопов). К настоящему времени уже имеются количественные характеристики

© А.И. Дьяченко, В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов, 2010

защищенности указанных оружейных материалов. Так, для урана обогащение ниже 20%, согласно рекомендациям МАГАТЭ, позволяет идентифицировать его как материал непрямого назначения [1]. Содержание ^{238}Pu 6–8% приводит к расплавлению химической взрывчатки в устройстве имплозивного типа, поэтому он предлагается в виде количественного критерия защищенности плутония [2]. Для минорных актинидов подобных количественных критериев еще не существует, хотя некоторые из них, например, нептуний, являются довольно уязвимыми с точки зрения распространения. Его критическая масса без отражателя составляет 70 кг [3], что почти на порядок меньше чем для урана с 20-процентным обогащением и всего лишь в 1.4 раза больше, чем чистого ^{235}U . После выгрузки из реактора нептуний оказывается в виде моноизотопа ^{237}Np , не способного к традиционной изотопной денатурации.

Развиваемая с 1960-х гг. неводная технология переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в настоящее время получила новое положительное качество именно с точки зрения защиты против распространения [4]. Неглубокая очистка урана и трансурановых элементов от продуктов деления (ПД), характерная для нее, приводит к неизбежным примесям ПД, которые могут существенно снижать привлекательность ядерных материалов (ЯМ) для их немирного использования. Известен факт сходства химических свойств редкоземельных (РЗЭ) и трансурановых элементов. Радиационный барьер РЗЭ, таким образом, может оказаться существенным фактором, защищающим тяжелые металлы от несанкционированного использования. Среди недавних исследований в этой области уместно отметить работу [5], в которой рассматриваются вопросы увеличения мощности дозы от референтных количеств трансурановых элементов с примесями изотопа ^{144}Ce (0.78 лет), распад которого приводит к образованию ^{144}Pr (17.3 мин) – эмиттера высокоэнергетического гамма-излучения. Однако период полураспада ^{144}Ce составляет всего 0.78 года; таким образом, создаваемый им радиационный барьер носит краткосрочный характер.

Целью работы является исследование количественных характеристик допинга редкоземельных элементов в нептуний и смесь трансурановых элементов, создающих долгосрочный радиационный защитный барьер против несанкционированного распространения. Даётся анализ ядерно-физических свойств РЗЭ гамма-эмиттеров, включая особенности их накопления при облучении топлива ядерных реакторов; определяются количественные характеристики их допинга, приводящие к защищенности.

ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ГАММА-ЭМИТТЕРОВ

Для создания барьера против несанкционированного распространения следующие характеристики являются определяющими:

- период полураспада изотопа (не должен быть мал по сравнению со временем переработки и транспортировки ЯМ);
- энергия гамма-квантов (должна быть значительной для обеспечения высокой проникающей способности);
- выход в процессе деления.

В таблице 1 приведены характеристики подходящих для создания защитного барьера РЗЭ гамма-эмиттеров в сравнении с изотопом ^{137}Cs , который практически находится на пике выхода тяжелых осколков от всех основных делящихся материалов. Низкое сечение захвата нейтронов и жесткое гамма-излучение позволяют использовать его для мониторинга выгорания топлива и неразрушающего контроля изотопного состава плутония. Однако, с точки зрения формирования защит-

Таблица 1

Характеристики РЗЭ гамма-эмиттеров

Изотоп	$T_{1/2}$, год	Энергия кванта, кэВ	Относительный выход гамма-квантов, %
^{137}Cs	30.1	661.7	85.1
$^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}^*$	0.78	696.5	1.3
		1449.2	0.3
		2185.6	0.7
^{146}Pm	5.53	633.2	2.1
		747.2	34
^{152}Eu	13.5	344	26.6
		411	2.2
		778.9	13
		1089.1	1.7
^{154}Eu	8.6	996.8	10.3
		1004.8	17.4
		1274.4	35.5

* линии гамма-квантов дочернего ядра ^{144}Pr с периодом полураспада, равным 17.3 мин.

ногого барьера, у него есть ряд недостатков: цезий восприимчив к выщелачиванию в случае водных методов переработки ОЯТ и не присутствует в трансурановой смеси, получаемой в результате применения пирохимического метода переработки [6, 7]. Относительные выходы гамма-квантов и периоды полураспада представленных изотопов свидетельствуют о возможности получения высоких интенсивностей излучения при малом количестве примесей данных изотопов, а высокие энергии гамма-квантов могут привести к формированию значительных доз ионизирующего излучения. Наибольшие энергии гамма-квантов соответствуют изотопам ^{144}Ce , ^{152}Eu и ^{154}Eu . Относительные выходы высокогенергетических гамма-квантов ^{154}Eu являются наибольшими для представленных РЗЭ гамма-эмиттеров. Наряду с ^{137}Cs изотопы ^{144}Ce и ^{154}Eu также применяются в целях неразрушающего контроля ОЯТ в качестве индикаторов глубины выгорания и истории облучения ядерного топлива [6], и оба могут рассматриваться в качестве барьера против распространения ЯМ. Недостатки церия были отмечены выше. Что касается ^{154}Eu , он действительно выглядит предпочтительнее. Однако, в силу главного акцента на нераспространение плутония, этот изотоп не рассматривался, так как в PUREX-процессе он отделялся от плутония с Ам-Ст-фракцией. При формировании же перспективных топливных циклов, включающих в себя рецикл трасплутониевых элементов, важно учесть эффект присутствия ^{154}Eu в качестве защитного барьера. Эта задача и является основным мотивирующим фактором для проведения настоящего исследования.

Таблица 2 дает представление о масштабе выходов РЗЭ продуктов деления от основных изотопов урана и трансурановых изотопов, делящихся в тепловом и быстром спектрах нейтронов [8]. Выход ^{154}Eu растет с увеличением массового числа делящегося ядра, а выход ^{144}Ce практически одинаков. В свою очередь изотоп ^{146}Pm не подходит для формирования барьера по критерию выхода продукта деления, так как выход данного изотопа значительно уступает выходам ^{154}Eu и ^{144}Ce , что приводит к его малому накоплению в ОЯТ.

На рисунке 1 показаны зависимости накопления ^{144}Ce и ^{154}Eu от выгорания топлива, полученные с использованием контрольного модуля SAS2[9] программного

Выход продуктов деления (на 100 актов деления)

Таблица 2

Изотоп	^{233}U			^{235}U			^{239}Pu			^{241}Am		
	T	F	T	F	T	F	T	F	T	F	T	F
^{144}Ce	4.72	4.38	5.5	5.27	3.74	3.72	4.22	4.17	3.49	3.49	3.41	3.41
^{154}Eu	0.046	0.043	0.074	0.072	0.26	0.27	0.38	0.36	0.38	0.38	0.42	0.42
^{137}Cs	6.75	6.75	6.19	6.22	6.61	6.59	6.65	6.38	6.41	6.41	5.83	5.83
^{146}Pm	1.10E-08	1.59E-08	4.50E-10	7.23E-12	7.89E-09	1.74E-08	1.09E-11	5.25E-11	1.27E-08	1.27E-08	9.19E-08	9.19E-08
			^{237}Np			^{240}Pu			^{242}Pu		^{242m}Am	^{243}Am
^{144}Ce	4.84	4.14	3.92	3.96	4.19	4.26	4.43	—	—	—	—	4.15
^{154}Eu	0.10	0.097	0.32	0.39	0.43	0.43	0.55	—	—	—	—	0.42
^{137}Cs	6.17	6.25	6.55	6.56	6.72	6.31	6.14	—	—	—	—	7.5
^{146}Pm	8.05E-11	5.81E-09	6.07E-10	8.77E-10	4.43E-12	3.18E-11	8.26E-09	—	—	—	—	1.69E-07
			^{242}Cm		^{243}Cm		^{244}Cm		^{245}Cm		^{246}Cm	^{248}Cm
^{144}Ce	4.84	4.14	3.72	3.69	—	4	—	4.67	—	—	—	5.05
^{154}Eu	0.10	0.097	0.9	0.63	—	0.68	—	0.84	—	—	—	0.94
^{137}Cs	6.17	6.25	6.61	6.81	—	6.68	—	6.61	—	—	—	6.56
^{146}Pm	—	2.00E-05	2.93E-07	1.09E-06	—	4.53E-07	5.71E-09	5.71E-09	—	—	—	3.28E-11

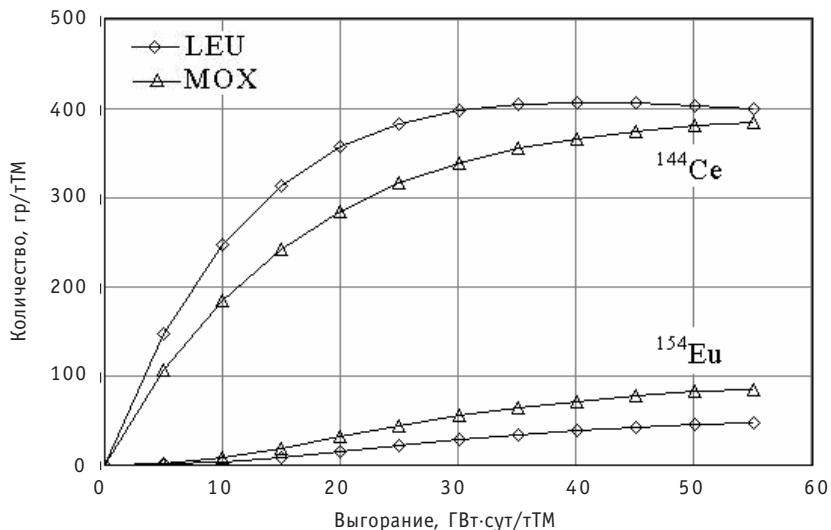


Рис.1. Накопление ключевых РЗЭ гамма-эмиттеров в зависимости от глубины выгорания

комплекса SCALE-5[10]. Были рассмотрены два вида топлива: урановое с обогащением по изотопу ^{235}U 4.2% и уран-плутониевое с относительным содержанием плутония 6.54%, что соответствует 4.2% обогащению по ^{235}U . Вовлечение в ядерное топливо плутония приводит к увеличению содержания изотопа ^{154}Eu в ОЯТ за счет большего выхода ^{154}Eu в результате деления ядер ^{239}Pu и ^{241}Pu . Относительно малый период полураспада ^{144}Ce при достижении глубоких выгораний приводит к насыщению данного изотопа, в то время как ^{154}Eu продолжает копиться в отработавшем топливе. Изотоп ^{152}Eu обладает высоким сечением захвата тепловых нейтронов ($12.78\text{E}+3 \text{ barn}$), что приводит к его малому накоплению в ОЯТ, тем самым не позволяя рассматривать его в качестве возможной примеси для создания барьера против распространения.

ДОЗА ИЗЛУЧЕНИЯ КАК БАРЬЕР ПРОТИВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

В настоящее время не существует четко сформулированного подхода к определению количественных характеристик дозового барьера защищенности против несанкционированного распространения ЯМ. В таблице 3 представлена существующая практика оценки барьеров.

Минимальным критерием оценки дозы ионизирующего излучения, представленным в литературе, является максимально допустимая доза 5 бэр/год для персонала.

Таблица 3

Подходы определения дозового барьера защищенности

Масса	Расстояние от источника, м	Критерий защищенности	Источник
1	1	1 Зв/ч	[5]
5	0.5	5 бэр/год*	[11]
SQ	1	4.5 Зв	[12]
BCM	1	50 Гр**	[13]

*максимально допустимая годовая доза для персонала, США;

** летальная доза краткосрочного облучения приводит к поражению ЦНС.

ла предприятий США. Максимальной дозой, приводящей к мгновенному поражению центральной нервной системы (ЦНС) является доза в размере 50 Гр. Наиболее часто применяемым критерием оценки защищенности делящегося материала является критерий МАГАТЭ – 1 Зв/ч на расстоянии одного метра, что соответствует уровню самозащищенности материала [14]; другим является критерий летальной дозы, позволяющий оценивать время работы с материалом [1]: 4,5 и 6 Зв (MLD_{50} и MLD_{100} – соответственно дозы ионизирующего излучения, летальные исходы вероятны в 50 и 100% случаев в течение двух недель после прекращения облучения).

В работе были произведены расчеты дозовых характеристик в зависимости от критических сфер нептуния и смеси трансурановых элементов, а также оценки необходимого количества сторонних примесей изотопа ^{154}Eu . Расчет доз ионизирующего излучения был произведен для точки, находящейся на расстоянии один метр от критической сферы, с учетом защиты перчаточного бокса, моделируемой путем окружения делящегося материала 10-санитметровым слоем водной защиты [11]. Для оценки количественных характеристик примесей был выбран критерий самозащищенности МАГАТЭ, а также применена концепция летальной дозы, позволяющая оценить времена и допинги европия для формирования барьера защищенности.

В случае допинга 120 ppm ^{154}Eu дозовые нагрузки в зависимости от критической сферы из нептуния достигают уровня самозащищенности МАГАТЭ (рис.2), в то

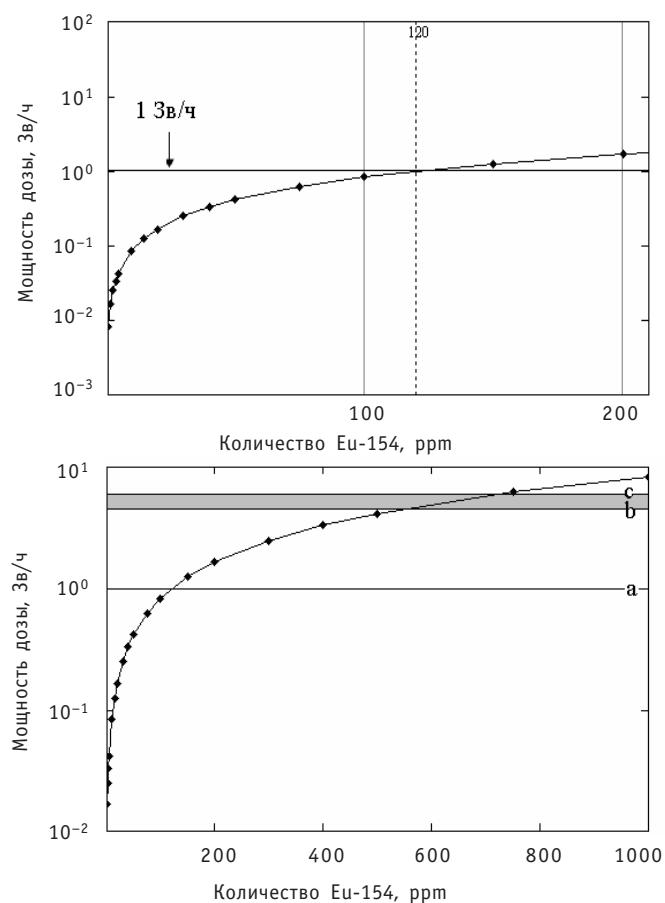


Рис. 2. Зависимость мощности дозы ионизирующего излучения от нептуниевой критической сферы при различном содержании изотопа ^{154}Eu : а – 1 Зв/ч; б – 4,5 Зв/ч; в – 6 Зв/ч

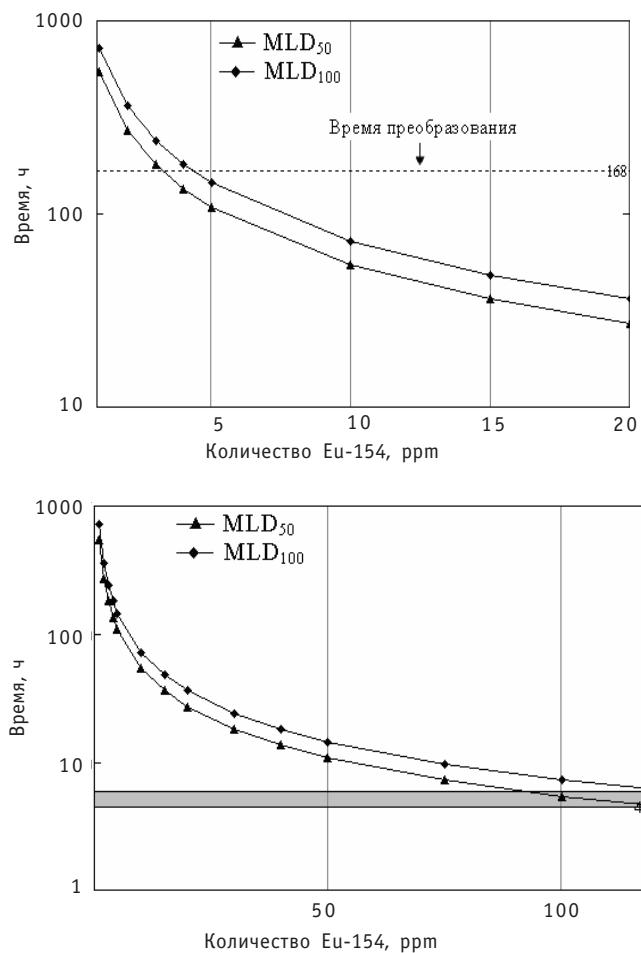


Рис. 3. Время, необходимое для накопления летальной дозы от критической нептуниевой сферы в зависимости от допинга ^{154}Eu

время как присутствие 600 ppm удовлетворяет тенденциям изменения уровня самозащищенности материала, для которых критерием является повышение дозы до 5 Зв/ч [15]. Допинг 5 ppm ^{154}Eu сокращает время, необходимое для накопления поглощенной дозы 4.5 Зв в 50 раз (рис. 3) по сравнению с периодом времени, необходимым для накопления такой же дозы от критической сферы без примесей изотопов европия.

Наряду с отдельно выделяемыми трансурановыми элементами существует гипотетическая вероятность использования смеси трансуранов для производства взрывного устройства. На рисунках 4 и 5 показаны необходимое содержание примеси ^{154}Eu для достижения уровня самозащищенности материала (рис. 4), а также времена накопления летальной поглощенной дозы при различных начальных содержаниях ^{154}Eu (рис. 5).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение неводных методов переработки ОЯТ приводит к вовлечению в ядерный топливный цикл гамма-эмиттеров, позволяющих повысить уровень защищенности делящегося материала от несанкционированного распространения. Такими гамма-эмиттерами могут быть продукты деления группы лантаноидов ^{154}Eu и ^{144}Ce . Применение ^{144}Ce ограничено зависимостью от времени после прекращения

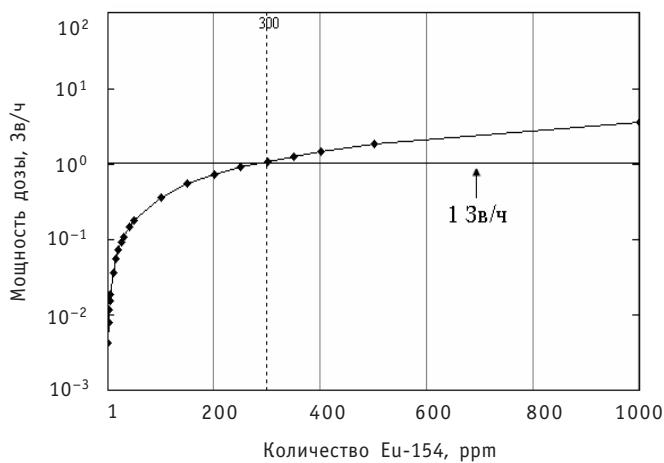


Рис. 4. Зависимость мощности дозы ионизирующего излучения от критической сферы из смеси трансурановых элементов при различном содержании изотопа ^{154}Eu

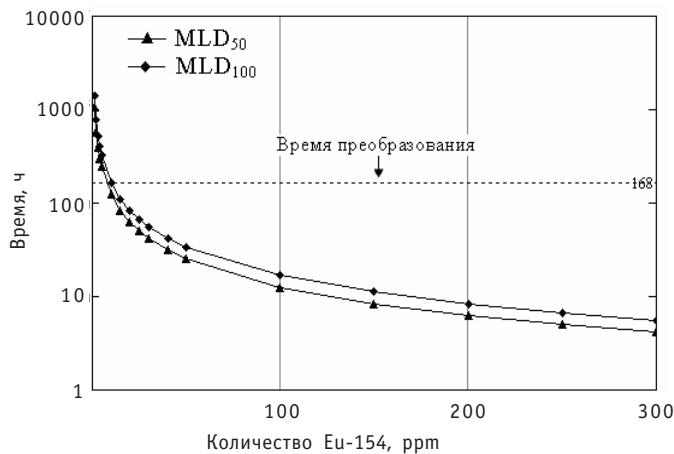


Рис. 5. Время, необходимое для накопления летальной дозы от критической сферы из смеси трансурановых элементов при различном содержании изотопа ^{154}Eu

облучения. Присутствие ^{154}Eu в качестве сторонней примеси понижает привлекательность материала за счет увеличения дозовых нагрузок. Присутствие 120 ррт ^{154}Eu позволяет достичь уровня самозащищенности 1 Зв/ч от критической нептуниевой сферы. Для достижения уровня самозащищенности критической сферы из смеси трансурановых элементов необходимо присутствие 300 ррт ^{154}Eu . В случае отсутствия примесей продуктов деления требуется 50 дней для накопления поглощенной дозы в размере 4,5 Зв, а допинг 5 ррт ^{154}Eu уменьшает требуемое время для накопления MLD_{50} более чем в три раза, тем самым затрудняя возможность переключения данного материала для производства ВУ.

Литература

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safeguards Glossary (2001 edition), International Nuclear Verification Series No. 3, IAEA, Vienna (2002). G.
2. Kessler. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu /NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING: 155, 5373 2007.
3. Mme Van den Berghe. Final report: Evaluation of nuclear criticality safety data and limits for actinides in transport. C4/TMR2001/200-1.

4. Goff K.M., Simpson M.F. Dry Processing of Used Nuclear Fuel (Paris, France, September 6-11, 2009).
5. Kang J., von Hippel F.N. Limited Proliferation-Resistance Benefits from Recycling Unseparated Transuranics and Lanthanides from Light-Water Reactor Spent Fuel//Science and Global Security. – 2005. 13:169-181,
6. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х. (мл.), Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. – Washington, DC, 1991- NUREG/CR-5550/Пер. с англ. – М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000.
7. Madic C., Hudson M.J., Ouvrier N., Warin D., Baron P., Hill C., Arnaud F. Main Results of EUROPART project for actinide partitioning/ENC 2007 16-20 September, Brussels, Belgium.
8. England T., Rider B. ENDF-349 Evaluation and Compilation of Fission Product Yields. Tech. Rep. LA-UR-94-3106, Los Alamos National Laboratory. – 1994.
9. Gauld C., Hermann O.W. SAS2: a coupled one-dimensional depletion and shielding analysis module NUREG/CR-0200 Revision 7 Vol. I, Section S2 ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R7 May 2004.
10. SCALE-5, SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing evaluation//RSICC, CCC-7252.
11. Kang J., von Hippel F.N. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel// Science & Global Security. – 2001. – V. 9. – P. 1-32.
12. Artisyuk V., Saito M., Takibaev A., Sagara H. Radiation Dose as Barrier against proliferation for Advanced Fuel Composition//Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY. – 2008. – V. 45. – № 10. – P. 1009-1015.
13. Filimonov S., Artisyuk V., Shmelev A., Kessler G. Proliferation Resistant Fuel Cycles Based on Reprocessed Uranium-Plutonium Mix (Paris, France, September 6-11, 2009).
14. International Atomic Energy Agency. The physical Protection of Nuclear Materials and Nuclear Facilities, INFIRC/225/rev.4, IAEA (1999).
15. Coates C.W., Broadhead B.L., Krichinsky A.M., Leggett R.W., Emmett M.B., Hines J.B. Radiation Effects on Personnel Performance Capability and a Summary of Dose Levels for Spent Research Reactor Fuels. ORNL/TM-2005/261. December 2005.

Поступила в редакцию 14.09.2010

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ УРАН- ПЛУТОНИЕВОГО И ТОРИЙ- УРАНОВОГО ЦИКЛОВ ПО КРИТЕРИЮ «НЕРАСПРОСТРАНЕНИЕ»

В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров

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



Рассматриваются подходы к оценке относительной привлекательности материалов на основе урана-233 с точки зрения риска распространения при вовлечении в топливный цикл тория. С помощью подходов, разработанных для плутониевого топлива, проведена оценка привлекательности и показана ее существенная зависимость от содержания урана-232 и времени выдержки выделенного урана-233. Проведено сопоставление полученных результатов с аналогичными характеристиками материалов уран-плутониевого топливного цикла.

Рассматриваются подходы к оценке относительной привлекательности материалов на основе урана-233 с точки зрения риска распространения при вовлечении в топливный цикл тория. С помощью подходов, разработанных для плутониевого топлива, проведена предварительная оценка привлекательности и показана ее существенная зависимость от содержания урана-232 и времени выдержки выделенного урана-233. Проведено сопоставление полученных результатов с аналогичными характеристиками материалов уран-плутониевого топливного цикла.

Ключевые слова: ядерная энергетика, ядерный топливный цикл, нераспространение, привлекательность материалов.

Key words: Nuclear energy, nuclear fuel cycle, nonproliferation, material attractiveness.

ВВЕДЕНИЕ

После довольно длительного периода стагнации в использовании атомной энергии, вызванного известными авариями на АЭС, в последние годы под давлением определенных обстоятельств во многих странах, как развитых, так и развивающихся, обсуждается вопрос о сбалансированном развитии энергопроизводства с использованием атомной энергетики. Экспертами отмечаются несколько причин, наиболее активно влияющих на «ядерный ренессанс»:

- растущие потребности в энергии;
- проблема выделения парниковых газов в атмосферу тепловой энергетикой;
- резко меняющиеся цены на углеводородные энергоносители (в основном, нефть и газ);

© В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров, 2010

- нестабильность поставок энергоносителей;
- расширение списка стран, заявивших о намерении использовать атомную энергию как стабилизирующий фактор в энергообеспечении.

Все эти факторы необходимо учитывать при разработке энергетической стратегии, как в рамках национальных программ, так и в глобальном масштабе. С точки зрения мирового сообщества (в первую очередь, ядерных держав) наибольшую обеспокоенность вызывает расширение списка стран, планирующих развивать атомную энергетику.

Одной из наиболее острых проблем атомной энергетики является потенциальная опасность использования обращающихся в ее топливном цикле делящихся материалов для создания ядерного оружия. Вполне естественно, что разработка ядерного топливного цикла (ЯТЦ), максимально защищенного от переключения либо хищения ядерных материалов, является одним из важнейших направлений усилий специалистов.

Количественный анализ степени опасности распространения делящихся ядерных материалов – область науки, которая начала интенсивно развиваться сравнительно недавно. Наиболее существенной трудностью при проведении таких исследований является недостаток исходных данных. Это связано как с чувствительным характером отдельной информации, так и со сложностью количественного описания некоторых параметров, необходимых для анализа или математического описания моделей и процессов.

Анализу защищенности уран-плутониевого цикла от распространения посвящено достаточно большое количество исследований зарубежных и отечественных ученых [1–6], однако проблема численной оценки опасности распространения все еще далека от окончательного решения.

Интерес ученых к замкнутому торий-урановому циклу, вновь обострившийся в последние годы, кроме возможности расширения сырьевых ресурсов атомной энергетики вызван, как предполагают, и повышенной степенью защищенности цикла от распространения [7]. Однако оценка устойчивости ториевого топливного цикла к нераспространению является сложной проблемой, требующей обоснованных доказательств [8, 9]. В данной работе авторы дают оценку относительной привлекательности материалов на основе урана-233 к возможному хищению (переключению) с точки зрения опасности распространения и сопоставляют полученные результаты с аналогичными характеристиками для уран-плутониевого цикла.

ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ. ЧИСЛЕННАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ

Одним из важнейших параметров, которые характеризуют опасность распространения, является привлекательность делящегося материала, обращающегося в ЯТЦ, для использования в оружейных целях. Относительная привлекательность является ключевым индикатором возможности применения делящихся материалов, находящихся в ядерном топливном цикле, для создания ядерного оружия. Данный индикатор используется при анализе защищенности от распространения ядерных технологий в международных проектах ИНПРО, GEN-IV и ряде других.

Относительная привлекательность делящихся материалов (ДМ) зависит, в первую очередь, от ядерно-физических свойств, внутренне присущих самому делящемуся материалу и определяющих возможность использования его в ядерном взрывном устройстве [10, 4]. Кроме того, на привлекательность влияет ряд внешних условий и факторов, являющихся, по сути, технологическими характеристиками

материалов и представляющих собой важные барьеры на пути движения материала из гражданского сектора атомной энергетики к созданию ядерного оружия [11, 12]. В конечном итоге эти барьеры определяют период времени от начала нецелевого использования материала до создания ЯВУ.

Ядерно-физические свойства и технологические характеристики могут быть выражены в числах, что позволяет сформулировать количественные критерии, необходимые для оценки привлекательности. Эти критерии, дополненные требованиями по учету, контролю и физической защите, дают возможность последовательно и полно характеризовать внешние барьеры, стоящие на пути распространения ядерных материалов.

В топливных композициях на основе урана-233 обычно присутствует и уран-232 в самых различных концентрациях [13], причем высокое содержание урана-232 сильно затрудняет технологическое обращение с топливом. В рамках оценки привлекательности материалов на основе урана-233 были проведены исследования для четырех вариантов концентраций урана-232: 0,10,100 и 1000 ppm. Заметим, что примесь урана-232 сама по себе не создает радиационной проблемы. Ее создают дочерние продукты распада (в особенности Bi-212 и Tl-208 с «жестким» гамма-излучением), которые относительно быстро накапливаются при распаде урана-232 или тория-228. В связи с этим оценка привлекательности проводилась для разных времен выдержки выделенного урана-233 с примесью урана-232.

Ядерно-физические свойства делящихся материалов в проблеме оценки опасности распространения

Наиболее важными для оценки привлекательности ДМ являются следующие параметры:

- критмасса;
- удельное энерговыделение;
- собственный нейтронный фон.

Факторы привлекательности определялись по каждому из перечисленных параметров. Итоговое значение привлекательности находилось как произведение факторов, относящихся к каждому параметру.

Критмасса характеризует степень возможности использования делящегося материала для создания взрывного устройства. Значение критмассы определяет массо-габаритные характеристики такого устройства. Для однозначности в оценках использовались значения критмассы для шара без отражателя. Ясно, что «опасность» делящегося материала в зависимости от значения критмассы очень сильно различается. В расчетах предполагалось, что количество ДМ, необходимое для создания ЯВУ, прямо пропорционально его критмассе.

В таблице 1 приведены рассчитанные методом Монте-Карло значения критических масс основных изотопов, входящих в состав оружейного (ОП) и энергетического (ЭП) плутония, а также урана-233 и урана-235.

Для количественной оценки степени опасности делящихся материалов [10] диапазон возможных критмасс ДМ был разбит на четыре класса: $M_{CR} < 50$ кг; от 50 до 100 кг; от 100 до 800 кг; более

Таблица 1
Критические массы изотопов

Изотоп	Критическая масса, кг
Pu-238	10
Pu-239	10
Pu-240	30
Pu-241	13
Pu-242	92
U-233	16
U-235	52

800кг. При численном анализе наивысшая привлекательность, оцениваемая единицей, присваивалась материалам, находящимся по критической массе в первом классе опасности. Исходя из такой классификации по критической массе энергетический плутоний и уран-233 имеют уровень привлекательности, равный единице.

Энерговыделение ДМ определяет практическую возможность изготовления ЯВУ и обеспечение его надежного срабатывания. Физическим процессом, лимитирующим величину допустимого тепловыделения, является термическое разложение химических взрывчатых веществ (ВВ), которые применяются в ЯВУ. Как отмечается в различных работах, при определенной температуре ВВ теряет способность к детонации и взрыву. Разработка ЯВУ в таких условиях становится бессмысленной.

В таблице 2 приведены значения энерговыделения от различных изотопов плутония с целью определения их вкладов в облученном топливе.

Аналогичные данные для урана-233 с

разным содержанием урана-232, пересчитанные на килограмм массы, представлены в табл. 3.

Тепловыделение (Вт/кг) для урана-233 с различными количествами урана-232

Таблица 3

Содержание U-232, ppm	Время выдержки свежего топлива после изготовления				
	0	1 месяц	1 год	5 лет	10 лет
0	0,282	0,282	0,282	0,283	0,284
10	0,289	0,290	0,303	0,328	0,332
100	0,351	0,362	0,491	0,731	0,769
1000	0,969	1,081	2,369	4,744	5,156

В работе [10] показано, что наибольшую опасность имеют делящиеся материалы с тепловыделением в массе заряда до 30 Вт, а заряды с тепловыделением >300 Вт практически безопасны по критерию нераспространения. Для количественного анализа по характеристике «энерговыделение» была построена линейная функция привлекательности ДМ. За единицу принималось тепловыделение в массе заряда (предполагалась равной половине критмассы для голой сферы) из оружейного плутония.

В таблице 4 приводятся рассчитанные значения привлекательности энергетического плутония в зависимости от глубины выгорания топлива. Выдержка один год после облучения.

Значения привлекательности энергетического плутония в разделе «Энерговыделение» в зависимости от глубины выгорания

Таблица 4

ГВт·сут/т	33	50	60	72	100
P_a (ЭП)	0.76	0.54	0.41	0.23	0.1

Таблица 5

**Значения привлекательности урана-233
в разделе «энерговыделение» в зависимости от времени
выдержки**

Содержание U-232, ppm	Время выдержки свежего топлива после изготовления				
	0	1 месяц	1 год	5 лет	10 лет
1000	1.0	1.0	0.98	0.91	0.90

В таблице 5 приведены значения фактора привлекательности урана-233 в зависимости от времени выдержки топлива при содержании урана-232, равном 1000 ppm. Отметим при этом, что при содержании урана-232 в диапазоне 0–100 ppm для любого времени выдержки топлива фактор привлекательности в разделе «энерговыделение» оказался равным единице.

Собственный нейтронный фон определяет уровень требований к технологии изготовления ЯВУ. При низком значении нейтронного фона, как в случае оружейного плутония, возможно создание современного или почти современного ЯО. Но для изготовления такого ЯВУ требуется высокий уровень технологии. При большом значении нейтронного фона высокие показатели ЯВУ, как в современном ядерном оружии, недостижимы, но требования к технологии изготовления могут быть существенно снижены.

В соответствии с работой [10] анализировался нейтронный фон ДМ в диапазоне от $N > 6.6 \cdot 10^6$ н/с·критмасса (высокая степень опасности) до $N < 2.2 \cdot 10^5$ н/с·критмасса (безопасность). В таблице 6 приведены значения собственного нейтронного фона для энергетического Ru при разных глубинах выгорания и разных временах выдержки.

Таблица 6

**Значения собственного нейтронного фона
для энергетического Ru при разных глубинах выгорания
и временах выдержки, нейtron/с·критмасса [4]**

Время выдержки	Глубина выгорания, ГВт дн/т				
	33	50	60	72	100
1 год	5.35E+06	8.07E+06	9.98E+06	12.4E+06	18.1E+06
100 лет	4.36E+06	6.21E+06	7.36E+06	8.89E+06	12.6E+06
300 лет	3.11E+06	3.71E+06	4.09E+06	4.58E+06	5.73E+06

В таблице 7 приведены значения нейтронного фона для композиций на основе урана-233 с различным количеством урана-232 и разными временами выдержки топлива. Из результатов следует, что для изготовления ЯВУ из таких композиций вне зависимости от времени выдержки и содержания урана-232 также потребуется наличие внешнего источника нейтронов подобно оружейному плутонию.

Исследования показали, что величина фактора привлекательности в разделе «собственный нейтронный фон» зависит от того, кто будет «пролифератором» – государство или террористическая группа. Применительно к последней, например, энергетический плутоний при любой глубине выгорания по указанной выше классификации попадает в первый класс опасности, не требующий прецизионных технологий и особо привлекательный для возможного пролифератора. Для урана-233 фактор привлекательности следовало бы уменьшить из-за необходимости использования прецизионных технологий. Предполагается, что использование прецизионных технологий будет препятствием на пути террористических групп.

Таблица 7

**Мощность источников нейтронного излучения
для композиций на основе урана-233, нейtron/с·критмасса**

Содержание U-232, ppm	Время выдержки свежего топлива после изготовления				
	0	1 месяц	1 год	5 лет	10 лет
0	7,92E+04	7,92E+04	7,92E+04	7,94E+04	7,94E+04
10	8,12E+04	8,18E+04	8,4E+04	8,4E+04	8,4E+04
100	1,02E+05	1,02E+05	1,12E+05	1,24E+05	1,26E+05
1000	3,3E+05	3,38E+05	4,06E+05	5,3E+05	5,43E+05

Тем не менее, мы не стали преуменьшать «изощренность злого ума» и предположили, что хорошо организованные группы террористов смогут, имея соответствующие финансовые возможности, овладеть сложной технологией. Поэтому значение фактора привлекательности в этом разделе для урана-233 мы приняли равным единице.

**ОЦЕНКА ОТНОСИТЕЛЬНОЙ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ УРАНА-233
И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ С УЧЕТОМ ТОЛЬКО ЯДЕРНО-
ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ**

Приведены полученные из отдельных составляющих значения общей привлекательности ДМ с учетом только ядерно-физических свойств. Для энергетического плутония значение привлекательности $P_{яф} = 0,73$. В таблице 8 представлены аналогичные данные для урана-233.

Таблица 8

**Значения общей привлекательности урана-233
с учетом только ядерно-физических свойств**

Содержание U-232, ppm	Время выдержки свежего топлива после изготовления	
	До одного года	От одного года до десяти лет
0	0.99	0.99
10	0.99	0.99
100	0.99	0.99
1000	0.99	0.89

Технологические характеристики делящихся материалов

На основании работ [11, 12] из многообразия технологических характеристик ядерных материалов были выделены наиболее существенные:

- физическая форма материала;
- радиоактивность материала;
- длительность конверсии материала.

На примере энергетического плутония оценим относительную привлекательность по каждой из приведенных характеристик. Результирующее значение привлекательности найдем как произведение полученных величин.

Физическая форма материала

Этот критерий (фактор плотности) определяется соотношением между количеством материала в некоторой физической форме и массой делящегося металла, которую необходимо выделить из этого материала для изготовления взрывного

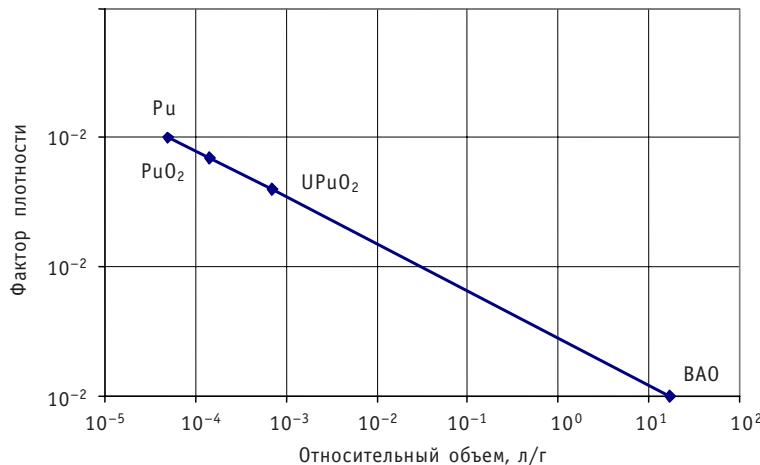


Рис. 1. Зависимость фактора плотности от относительного объема для плутоний-содержащих материалов

устройства. Для нахождения критерия привлекательности диоксида энергетического плутония мы использовали зависимость фактора плотности плутонийсодержащих материалов от их относительного объема [11] (рис. 1). В этой зависимости верхнее значение фактора плотности, равное единице, соответствует оружейному плутонию в α -фазе с удельным объемом $5,1 \cdot 10^{-5}$ л/г, а нижнее, близкое к нулю – высокоактивным отходам (удельный объем составляет ~ 20 л/г плутония).

Оценивая удельное содержание плутония в диокside PuO₂ в зависимости от плотности последнего, мы получили, что для наших условий наиболее вероятное значение фактора плотности составляет 0,76 с возможным разбросом в диапазоне 0,50–0,80. Для материалов на основе урана-233 было принято значение фактора плотности, равное также 0,76.

Радиационные характеристики материала

В технологическом плане радиационный фактор (РФ) представляет собой дополнительную преграду, затрудняющую процесс перевода переключенного или похищенного материала в компоненты ядерного боезаряда. Для количественного сравнения разных материалов по фактору радиационной опасности использовался принцип достижения порога трудоспособности. Он означает время τ , в течение которого при работе с радиоактивным материалом, имеющим мощность дозы Γ , наступает потеря трудоспособности, т.е. появляются первые признаки лучевой болезни.

Мы предполагали, что радиационный фактор является некоторой функцией времени работы с радиоактивным материалом. При этом верхнее значение фактора, равное единице, было приписано металлическому оружейному плутонию. В качестве нижнего значения радиационного фактора использовалась величина $\text{РФ} = 0,1$, соответствующая достижению порога трудоспособности [14].

При построении функции привлекательности оружейных делящихся материалов по радиационному критерию было введено пороговое значение дозы, до которого фактор привлекательности равен единице, а затем он уменьшается в соответствии с описанным выше принципом наступления потери трудоспособности. В качестве порогового значения принята мощность дозы, при которой, согласно МКРЗ, работа с делящимися материалами не допускается ни при каких условиях.

На основании вышеизложенного привлекательность диоксида энергетического плутония по радиационному критерию достаточно высока и не отличается от

Таблица 9

Значения радиационного фактора для композиций на основе урана-233 с разным содержанием урана-232 и временем выдержки

Содержание U-232, ppm	Время выдержки свежего топлива после изготовления				
	0	1 месяц	1 год	5 лет	10 лет
0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
10	1.0	1.0	0.76	0.55	0.53
100	1.0	0.83	0.35	0.25	0.24
1000	1.0	0.38	0.16	0.12	0.11

таковой для металлического оружейного плутония. Для урана-233 результаты расчета радиационного фактора приведены в табл. 9.

Из результатов следует, что при концентрациях урана-232 от 0 до 10 ppm значение привлекательности по радиационному фактору достаточно велико. Что касается концентраций от 100 до 1000 ppm, то значение фактора привлекательности становится довольно низким из-за высоких дозовых нагрузок.

Длительность конверсии материала

На рисунке 2 представлена зависимость временного фактора, характеризующего готовность материала к переключению, от продолжительности времени, которое потребовалось бы для переработки данного материала в форму, пригодную для изготовления бомбы группой специально подготовленных квалифицированных специалистов, располагающих необходимым оборудованием.

Согласно данным МАГАТЭ [15], время конверсии необлученного плутония в металлической форме в ядерное взрывное устройство составляет 7–10 суток. Этому периоду на графике рис. 2 соответствует фактор времени, равный единице. Для диоксида плутония фактор времени по графику оценивается величиной ~ 0,9 в связи с увеличением длительности конверсии. Примем это же значение фактора времени и для материалов на основе урана-233.

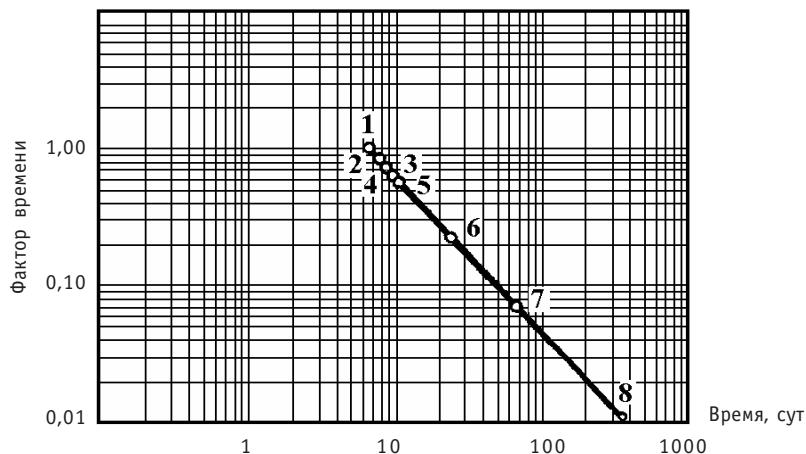


Рис. 2. Зависимость временного фактора от продолжительности периода времени, необходимого для переработки материала с целью изготовления ядерного взрывного устройства: 1 – металлический Ru; 2 – PuO₂, PuF₄; 3 – раствор Pu(NO₃)₄; 4 – раствор (U, Pu)(NO₃)_x; 5 – (U, Pu)O_x; 6 – раствор после растворения топлива, BA0; 7 – топливная сборка; 8 – отверженные BA0, низкообогащенный уран

ПОЛНАЯ ОЦЕНКА ОТНОСИТЕЛЬНОЙ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ УРАНА-233 И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ ПО ОТНОШЕНИЮ К ОРУЖЕЙНОМУ ПЛУТОНИЮ

В таблице 10 собраны значения относительной привлекательности энергетического плутония по четырем факторам, учитывающим ядерно-физические и технологические характеристики материала. Итоговое значение привлекательности энергетического плутония по отношению к оружейному плутонию составило 0,50.

Таблица 10

Совокупная оценка привлекательности энергетического плутония

Критерий	Оружейный плутоний	Энергетический плутоний (60% ^{239}Pu)
Качество плутония как оружейного материала	1	0,73
Фактор плотности материала, содержащего плутоний	1	0,76
Радиационный фактор материала, содержащего плутоний	1	1,00
Временной фактор перевода плутоний-содержащего материала в компоненты боезаряда	1	0,90
Итоговый результат	1	0,50

На рисунке 3 приведена зависимость относительной привлекательности материала на основе урана-233 с разным содержанием урана-232 и временем выдержки после выделения. Для сравнения на этом же графике приведены относительные привлекательности оружейного и энергетического плутония. Было принято, что на рассматриваемом промежутке времени их значения не изменяются.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Оценка относительной привлекательности с учетом только ядерно-физических свойств показала, что уран-233 по сравнению с энергетическим плутонием имеет существенно более высокую привлекательность для всех рассмотренных концентраций и времен выдержки и практически идентичен оружейному плутонию при концентрациях урана-232 от 0 до 100 ppm. Значение привлекательности по радиационному фактору при низких концентрациях урана-232 от 0 до 10 ppm. довольно-

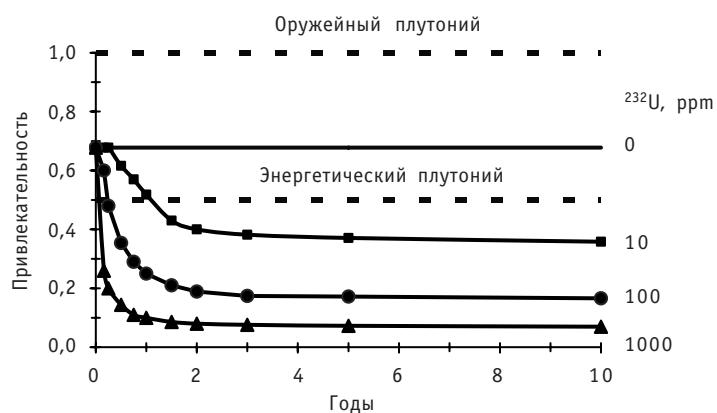


Рис. 3. Изменение относительной привлекательности ^{233}U от времени при различном содержании ^{232}U

но велико. Что касается концентраций выше 100 ppm, то значение фактора привлекательности становится очень низким из-за высоких дозовых нагрузок. Таким образом, результат оценки полной (с учетом всех факторов) привлекательности делящихся материалов на основе урана-233 практически полностью определяется радиационным фактором.

Поскольку выход на топливный цикл с воспроизведением U-233 требует предварительного накопления урана-233, переход на уран-ториевый цикл займет значительное время, в течение которого в топливном цикле будет находиться и плутоний, поэтому проблема нераспространения материалов на основе плутония не снимется еще весьма значительное время.

Литература

1. Krakowski R.A. Review of Approaches for Quantitative Assessment of the Risks of and Resistance to Nuclear Proliferation from the Civilian Nuclear Fuel Cycle. – Los Alamos National Laboratory, LA-UR-01-169 (January 15, 2000).
2. Krakowski R.A., Bathke C.G. Reduction of Worldwide plutonium inventories Using Conventional Reactors and Advance Fuels: A Systems Study. LA-UR-97-2809, 1997.
3. Dyer J., Edmunds T., Butler J., Jia J. Evaluation of Alternatives for the Disposition of Surplus Weapons-usable Plutonium. Submitted by the Amarillo National Resource center for plutonium, April 4, 1997
4. Beller D.E. Krakowski R.E. Burnup Dependence of Proliferation Attributes of Plutonium from Spent LWR Fuel. Los Alamos National Laboratory, LA-UR-99-751, 1999.
5. Пшакин Г.М., Гераскин Н.И., Мурогов В.М. и др. Ядерное нераспространение. – М.: МИФИ, 2006. 304 с.
6. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б., Чебесков А.Н. Исследования риска распространения в циклах с расширенным воспроизведением плутония//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2007. – № 4. – С. 62–71.
7. Оценка возможности повышения уровня внутренней защищенности U-содержащих материалов от угрозы несанкционированного дообогащения / В.Б. Глебов, В.А. Апсэ, В.А. Юферова, А.Н. Шмелев/Международное совещание по проблемам нераспространения ядерных материалов: Сб. тез. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2008. – С. 35.
8. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б. Исследования риска распространения делящихся материалов в уран-ториевом цикле/Материалы XIII Семинара по проблемам физики реакторов Волга-2004. – С. 83.
9. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б., Семенов В.П. Сравнительный анализ уран-плутониевого и торий-уранового циклов по критерию нераспространения/Препринт ФЭИ-3185. – Обнинск, 2010.
10. Ptitsyna N.V., Chitaikin V.I., Shibareshov L.I. Plutonium and its Chemical Compounds: the Problem of Nuclear Weapon Non-proliferation. Nuclear Explosive Device Creation; Radiological Consequences of Nuclear Accident. – Proceeding of the NATO Advanced Research Workshop on Managing the Plutonium Surplus: Applications and Technical Options. London UK, January 24-25, 1994. Kluwer Academic Publishers, p.157-170.
11. Справочник по ядерной энерготехнологии: Пер. с анг./ Ф. Ран, А. Адамантиадес, Дж. Кентон, Ч. Браун; под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат. 1989.
12. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, Reactor – Related Options. National Academy of Sciences, Committee on International Security and Arms Control. Washington, D.C.: National Academy Press, 1995.
13. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
14. Guide for Implementation of DOE 56633.3A «Control and Accountability of Nuclear Materials». U.S. DOE, Office of Security Affairs. Office of Safeguards & Security. February 1993.
15. IAEA Safeguards Glossary. IAEA/SG/INF/1 (Rev.1), International Atomic Energy Agency, Vienna, 1987.

Поступила в редакцию 27.08.2010

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ В СИБИРИ. ЭКОЛОГИЯ, БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭКОНОМИКА

В.И. Бойко*, Ф.П. Кошелев*, Г.М. Пшакин, О.В. Селиваникова***

**Национальный исследовательский Томский политехнический университет,*

г. Томск

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



В статье кратко рассмотрены проекты ГК РОСАТОМ в Красноярском крае, Иркутской и Томской областях. Особое внимание уделено строительству Северской АЭС в Томской области. Аргументирована необходимость и основания для строительства АЭС. Оценены последствия (экологические, экономические, безопасность) гипотетической ситуации, при которой энергоблоки электрической мощностью 2300 МВт использовали бы в качестве топлива уголь, газ или другие альтернативные источники.

Ключевые слова: атомная промышленность, АЭС, источники энергии, Государственная корпорация РОСАТОМ, Федеральная целевая программа (ФЦП), ядерный топливный цикл (ЯТЦ), объединенная энергетическая система (ОЭС) Сибири.

Key words: nuclear industry, NPP (Nuclear Power Station), energy sources, State Corporation Rosatom, Federal Target Program (FTP), nuclear fuel cycle (NFC), united energy system of Siberia (UES).

Правительство России отнесло ядерную энергетику к числу приоритетов в экономическом развитии Российской Федерации. Кризис наглядно продемонстрировал, что «локомотивом» для инновационного роста должны быть не сырьевые отрасли, а высокотехнологические, к которым, безусловно, относится ядерная энергетика.

В России принята Федеральная целевая программа (ФЦП) «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России» на 2007–2010 гг. и на перспективу до 2015 г.». Основная ее цель – реализация ускоренного развития атомного энергопромышленного комплекса для обеспечения geopolитических интересов страны и энергетической безопасности России. Это не просто политическая, научная, хозяйствственно-техническая или экономическая задача, а очень трудная проблема, связанная прежде всего с формированием заново в общественном мнении положительного отношения к атомной отрасли.

Для использования огромных возможностей, которые дают человечеству ядерные технологии, необходимы специальные научные знания, подготовка соответствующих кадров и разъяснительная работа с населением.

© В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев, Г.М. Пшакин, О.В. Селиваникова, 2010

Несмотря на то, что в Сибири извлекаемые разведанные запасы нефти составляют 77% запасов Российской Федерации, природного газа – 85%, угля – 80%, меди – 70%, никеля – 68%, свинца – 85%, цинка – 77%, молибдена – 82%, золота – 41%, металлов платиновой группы – 91%, гидроэнергетических ресурсов – 45%, биологических – более 41%, ее экономическое развитие отстает от европейской части страны [11, 14].

К числу основных факторов, сдерживающих экономическое развитие Сибири, относится качественное ухудшение сырьевой базы (доля трудноизвлекаемых запасов нефти и газа составляет 55–60% и продолжает расти); недостаточный уровень развития транспортной инфраструктуры; повышенный расход топливно-энергетических ресурсов на производственные и социальные нужды из-за суровых природно-климатических условий. Учитывая эти факторы, специалисты предлагают сократить расход топливно-энергетического сырья за счет строительства атомной станции.

В Сибирском регионе имеется необходимый производственно-промышленный комплекс, осуществляющий полный ядерный цикл от добычи и переработки уранового сырья и изготовления топливных сборок до утилизации облученного ядерного топлива, что обеспечит и оптимизирует функционирование АЭС.

По заключению ООО «Межрегиональный проектно-изыскательский научно-исследовательский институт по проектированию энергетических систем и электрических сетей» в соседних с Томской областью регионах Сибирского федерально-го округа (Омская, Кемеровская и Новосибирская области, Алтайский край и Республика Алтай) суммарный дефицит мощности по выработке электроэнергии составляет уже сегодня около 2 ГВт. При этом более 40% теплоэлектростанций значительно (до 80%) выработали свой ресурс, и к 2015 г. доля таких энергоблоков составит около 75%. Рассмотрим проекты ГК РОСАТОМ в Сибири.

Таблица 1

Оптимизация ТЭБ ОЭС Сибири

Год	ТЭС на угле, %	ТЭС на газе, %	ТЭС на мазуте, %	ГЭС, %	АЭС, %
2005	41,6	8,2	0,4	49,9	0
2015	51,6	8,7	0,4	36,4	2,9
2020	52,9	8,9	0,4	32,5	5,2
2030	52,3	8,8	0,4	25,9	12,5

ПРОЕКТЫ ГК РОСАТОМ В КРАСНОЯРСКОМ КРАЕ

ФГУП «Горно-химический комбинат»

- Строительство завода полупроводникового кремния на базе ФГУП «Горно-химический комбинат» (первый пусковой комплекс мощностью 200 тонн в год введен 4 сентября 2008 г.).
- Строительство сухого хранилища облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 (ХОТ-2).
- Строительство первоочередных объектов окончательной изоляции радиоактивных отходов (Красноярский край, Нижне-Канский массив).
- Опытно-демонстрационный центр по переработке отработавшего ядерного топлива на основе инновационных технологий.
- Реконструкция полигона твердых радиоактивных отходов.
- Строительство производственного комплекса МОКС-топлива.

ОАО «ПО Электрохимический завод»

• «W-ЭХЗ» – создание производственного комплекса по обесфториванию ОГФУ на базе действующей технологии фирмы COGEMA (мощностью около 10 тыс.тонн в год).

ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат»

• Ключевыми производствами являются конверсия урана в гексафторид и его последующее обогащение; мощность сублиматного завода составляет 20 тыс. тонн урана в год, а разделительные мощности – 2 млн. ЕРР (ок. 10% всех российских обогатительных мощностей).

• Международный центр по предоставлению услуг ЯТЦ, включая обогащение, под контролем МАГАТЭ.

• Проект «Кедр» – технология химического восстановления ОГФУ.

Томская область. Северская АЭС

Необходимость строительства Северской АЭС [1-3, 6, 14] продиктована сложной ситуацией в энергосистеме Томской области и объединенной энергосистеме Сибири в целом.

Объем собственного производства электроэнергии в энергосистеме Томской области после плановой остановки реакторов на Сибирском химическом комбинате (в 2008 г.) сократился до 40%.

Восполнение дефицита происходит за счет поставок электроэнергии из соседних регионов. Северные районы области, где сосредоточена добыча нефти и газа, снабжаются от энергосистемы Тюменской области. Недостающая электроэнергия для южной части области поставляется из Кузбасской, Новосибирской и Красноярской энергосистем.

Основаниями для строительства Северской АЭС являются следующие документы

• «Энергетическая стратегия России на период до 2020 г.», утвержденная распоряжением Правительства Российской Федерации от 28 августа 2003 г. № 1234-р.

• «Генеральная схема размещения объектов электроэнергетики до 2020 г.», утвержденная распоряжением Правительства Российской Федерации от 22 февраля 2008 г. № 215-р.

• «Энергетическая стратегия России на период до 2030 г.», утвержденная распоряжением Правительства Российской Федерации от 13 ноября 2009 г. №1715-р.

• «Энергетическая стратегия Томской области на период до 2020 года».

• «Декларация о намерениях инвестирования в строительство энергоблоков №1 и №2 Северской АЭС».

В марте 2009 г. по материалам обоснования инвестиций в строительство и оценки воздействия на окружающую среду Северской АЭС были успешно проведены общественные слушания в Томске и Северске.

В то же время они показали, что бытующее в обществе представление об атомной энергии по-прежнему окутано мифами и страхами, которые абсолютно не соответствуют фактическому положению дел и, в основном, опираются исключительно на чувства и эмоции.

В том случае, когда голосованием предлагается решать вопросы об опасности там, где действуют законы природы (по терминологии В.И. Вернадского, когда «общественное мнение» опережает «общественное понимание»), происходит преувеличение экологической опасности.

Поэтому одна из важнейших задач, стоящая в настоящее время перед учеными, – достижение «общественного понимания» экологических проблем, в том числе

атомной энергетики.

Проблема признания обществом этого способа производства энергии и доверия к атомщикам на стадии обсуждения, строительства и дальнейшего функционирования выходит на первый план.

В Томской области планируется построить двухблочную АЭС с реакторами ВВЭР-1150 суммарной мощностью 2300 МВт.

Проект Северской АЭС будет разрабатываться на основании базового проекта АЭС-2006, и явится усовершенствованным вариантом существующих и строящихся атомных станций[7, 9 , 10, 13].

В основу концепции АЭС-2006 положены технические решения проектов АЭС повышенной безопасности с ВВЭР-1000 в Китае и Индии и улучшенные технико-экономические характеристики. Кроме того, в проекте учтены решения, принятые по АЭС-92 и АЭС с ВВЭР-640, в полной мере учтен опыт эксплуатации действующих энергоблоков ВВЭР-1000 (В-320), а также рекомендации миссий МАГАТЭ.

С целью повышения уровня ядерной, радиационной, технической и экологической безопасности АЭС-2006 приняты следующие основные решения:

- реакторная установка ВВЭР-1200 повышенной безопасности со сроком службы корпуса реактора и парогенератора 60 лет;
- комплекс систем безопасности, в состав которого входят активные и пассивные системы (элементы), а также средства по управлению тяжелыми запроектными авариями;
- современные технологии обращения с радиоактивными отходами с использованием системы глубокого выпаривания жидких радиоактивных отходов, ионо-селективной обработки с последующим цементированием остатка; использование технологий измельчения и прессования при обработке твердых радиоактивных отходов, что позволит в несколько раз уменьшить их объемы;
- башенные градирни с целью оптимизации водных ресурсов для систем технического водоснабжения;
- широкое внедрение диагностических систем для оборудования и трубопроводов.

Принципиальная схема энергоблока включает в себя реакторную установку с комплексом систем нормальной эксплуатации и систем безопасности, а также турбоустановку со вспомогательными системами турбинного отделения. Каждый из двух энергоблоков АЭС имеет собственные вспомогательные системы, включая системы спецводоочистки и переработки отходов. Общеблочные системы предусматриваются только для выполнения вспомогательных функций, прямо не связанных

Таблица 2

**Основные различия между проектом
реакторного энергоблока «АЭС-2006» и действующими
реакторами ВВЭР-1000**

Характеристика	АЭС с ВВЭР-1000	АЭС-2006
Мощность электрическая, МВт	1 000	1 150
Годовая выработка, млрд. кВт·ч	7,5	9,5
Проектный срок службы, лет	30	50
Удельная материалоемкость, отн. ед.	1,00	0,85
Удельные капиталовложения, отн. ед.	1,00	0,80
Объем ОЯТ (в форме ТВС), т/млрд. кВт·ч	5,5	3,5

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ных с технологическими процессами выработки электроэнергии и обеспечением безопасности.

Реакторная установка включает в себя реактор и четыре циркуляционных петли, в состав каждой из которых входят циркуляционные трубопроводы, главные циркуляционные насосы и горизонтальные парогенераторы. Номинальное давление теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны 16,2 МПа, температура горячего теплоносителя (на выходе из реактора) 329,7°С, давление острого пара 7,0 МПа.

Турбоустановка оснащается пятью питательными насосами; генератор – полностью с водяным охлаждением.

Компоновка моноблока, содержащая в себе здание реактора с двойной оболочкой, машинный зал, здания систем безопасности и вспомогательных систем обеспечивают минимальную протяженность коммуникаций и высокую надежность нормальной эксплуатации, а также функций безопасности.

В проекте реализована четырехканальная схема систем безопасности. Данная структура, построенная на активных элементах, обеспечивает преодоление любых проектных аварий и приведение реакторной установки к безопасному состоянию с учетом зависимого отказа канала и независимого отказа любого активного элемента или ошибки оператора в другом канале. При этом один канал безопасности всегда может быть выведен в ремонт на длительный срок.

В результате строительства атомной станции Томская область получит

- демонополизацию и диверсификацию энергетического производства;
- увеличение инвестиционной привлекательности региона за счет гарантированного энергоснабжения на 50 лет вперед, таким образом, будет обеспечена энергетическая безопасность;
- увеличение валового регионального продукта на 13,7 млрд. рублей в год;
- прямые инвестиции в экономику региона более 200 млрд. рублей;
- дополнительные поступления в бюджеты всех уровней
 - за время строительства около 9,0 млрд. рублей,
 - за год эксплуатации двух блоков более 6,5 млрд. рублей;
- создание новых рабочих мест:
 - при строительстве – до 8 000 в пиковый период,
 - непосредственно на АЭС – 1 150,
 - в сфере обслуживания – до 10 000;
- снижение экологического и экономического прессинга на регион;
- выделяемые лимиты газа не сжигать, а направить на Томский нефтехимический комплекс;
- стабильность в поставке ядерного топлива;
- экономию углеводородного топлива;
- возможность возведения инфраструктурных объектов совместного использования с АЭС – дорог, жилья, объектов социального назначения;
- крупно-масштабное развитие строительно-монтажного комплекса;
- более 75% электроэнергии, произведенной на Северской АЭС, будет потребляться на территории Томской области;
- почти 2 млн. Гкал тепловой энергии для нужд ЗАТО Северск.

Оценим последствия гипотетической ситуации, при которой энергоблоки электрической мощностью 2300 МВт использовали бы в качестве топлива уголь, газ или другие альтернативные источники[5, 7, 11, 12, 15–19, 21].

ТЭЦ на угле. Результаты оценочных расчетов показали, что в год при работе ТЭС на угле

- понадобилось бы добыть, перевезти и сжечь более 7 млн. т угля (добыча этого количества угля приводит к смерти в среднем более 28 шахтеров и получению 140 травм); железная дорога вряд ли справится с такой нагрузкой (160 тыс. вагонов в год, 420 вагонов в сутки); среднемировая цена на уголь 150–250 \$/т.
- при покупке угля по цене 1300 рублей за тонну в Томске, топливная составляющая будет более 9 млрд. рублей (с учетом динамики внутрироссийских цен на уголь к 2020 г. топливная составляющая увеличится в три раза и составит 27 млрд. рублей);
 - в окружающую среду поступило бы более 8,7 млн. т CO₂, 70 тыс. т оксидов серы, 80 тыс. т оксидов азота;
 - накопилось бы 1,6 млн. т твердых отходов (зола и шлак), причем летучая зола составила бы 50 тыс. т;
 - объем потребленного кислорода составил бы 12·10⁹ м³/год;
 - золошлаковые отвалы содержали бы также естественные радионуклиды (калий-40, уран-238, радий-226, свинец-210, полоний-210);
 - золошлаковые отвалы содержали бы токсичные элементы (мышьяк – 120 т, ртути – до 40 т, ванадия – до 160 т и др.).

ТЭЦ на газе. При всех достоинствах газа нельзя забывать, что с его использованием связано очень много проблем, возникающих при добыче, транспортировке и конечном потреблении. Кроме того, Томская область все еще пользуется «чужим» газом и в смысле запасов органического сырья является неперспективной (газа хватит на 35 лет, нефти – на 20 лет).

В Сибири, где концентрация трубопроводов достаточна велика, ежегодно происходят тысячи аварий трубопроводов. Финансовые потери от утечек нефти и газа оцениваются в 200–270 млн. долларов ежегодно.

В случае использования газа в качестве топлива

- понадобилось бы добыть, транспортировать и сжечь ~ 6 млрд. м³/год;
- топливная составляющая ~ 12 млрд. руб;
- потребление кислорода ~ 9·10⁹ м³/год;
- в окружающую среду поступили бы 5 млн. т CO₂, оксидов азота ~ 53 млн. т/год.

АЭС. По результатам оценочных расчетов

- потребление топлива – 70 т/год (UO₂ – 4,5 % обогащение по U-235); затраты на топливообеспечение 0,6–1,2 млрд. руб;
- стоимость сооружения 134 млрд. руб;
- потребление кислорода отсутствует, выбросов CO₂, NO₂, SO₂ нет;
- твердые отходы, ОЯТ (высокоактивные отходы) 70 т/год, средне- и низкоактивные отходы < 1800 т/год, радиационный фон АЭС в 1000 раз меньше естественного фона и в пять раз меньше радиационного фона от ТЭЦ на угле.

Вероятность аварии с расплавлением активной зоны 10⁻⁶ в год, что сравнимо со смертью человека в результате падения метеорита, вероятность выброса радиоактивных веществ за пределы АЭС – 10⁻⁷ в год. Для сравнения: риск смерти в результате старения и различных заболеваний – 10⁻² в год, риск в результате курения и рождения автомобиля – 10⁻³ в год.

На сегодня ситуация такова, что проживание вблизи нормально работающей атомной станции – это риск, равный не более 10⁻⁶ год, т.е. несколько сотых долей (2–3%) радиационного риска облучения естественными источниками излучения. Заметные и даже много большие значения риска вызывает использование в промышленности, сельском хозяйстве и для других целей ряда химических соединений.

Таким образом, у населения нет никаких оснований для опасения пострадать от радиационных воздействий нормально работающей АЭС.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Отметим одно из важных преимуществ АЭС перед обычными тепловыми станциями – малая чувствительность к изменению цены топлива. Увеличение стоимости ядерного топлива в два раза приведет к росту цены на электроэнергию на 9%, тогда как аналогичные изменения для угля приведут к удорожанию электроэнергии на 31%, а для газа – на 66%.

В России себестоимость производства электричества на атомных станциях ниже, чем на теплоэлектростанциях (уголь, газ, мазут). В 2010 г. в связи со значительным ростом стоимости газа и нефти реальная стоимость атомной энергии может оказаться примерно вдвое меньше. Стоит также отметить, что у АЭС, в сравнении с ТЭС, в цене киловатт-часа весьма мала топливная составляющая (18–25% против 45% у угольных ТЭС и 65% – у газовых). Но при этом стоимость сооруже-

Таблица 3

Сравнение технико-экономических и экологических показателей ТЭС и АЭС электрической мощностью 2300 МВт

Показатель	ТЭС	АЭС
Затраты на обеспечение топливом, млрд. руб.	9,0	0,6–1,2
Стоимость сооружения, млрд. руб.	58–92	120–140
Средний тариф на шинах (затраты на производство) коп./кВт·ч	36,3	19,2
Продолжительность строительства, годы	3–5	4–6
Потребление топлива, т/год	$7 \cdot 10^6$	70 т (460 т природного урана)
Трудоемкость энергопроизводства, чел./ГВт·год	1016	878
Затраты топливные/эксплуатационные /капитальные, %	40/20/40	10/20/70
Потребление атмосферного кислорода, м ³ /год	$1,2 \cdot 10^{10}$	–
Твердые отходы, т/год (м ³ /год)	1 600 000 (1 000 000)	Средне- и низкоактивные < 1 800 (300) отработанное ядерное топливо (высокоактивные) 70 (5,8)
Выбросы в атмосферу, т/год		
CO,	18 700 000	–
SO _x	70 000	–
NO _x	80 000	–
Зола	60 000	–
C ¹⁴ (ПДА, Бк/м ³)		$17,2 \cdot 10^{-7}$ (1,1·10 ²)
T ³ (ПДА, Бк/м ³)		$20,6 \cdot 10^{-6}$ (7,6·10 ³)
Число случаев преждевременной смерти	0,13 (828*)	0,25
Потеря трудоспособности, чел. лет	3,2 (16 500*)	5,0
Сокращение продолжительности жизни, чел. лет	5 (2·10 ⁴)	7,6
Коллективная доза облучения населения, чел. Зв/ГВт год	4	0,4–1,8
Средняя величина внешних затрат, цент/кВт·ч	4,7–7,3	0,4

* Заболевания нерадиационной этиологии.

** Активность поступающих в биосферу отходов от АЭС зависит от учета категории радионуклидов.

Например, активность газов в случае выдержки их в газгольдере перед выбросом их в атмосферу уменьшается за счет распада короткоживущих радионуклидов.

ния АЭС выше, и строятся они дольше, чем ТЭС равной мощности, поэтому срок окупаемости начальных инвестиций для АЭС больше [23].

Если окупаемость угольных и газовых станций составляет 7–8 лет, то окупаемость АЭС – 12–15, а иногда доходит и до 20-ти лет [24].

Сегодня стоимость строительства АЭС в России в два раза выше, чем в Китае и на 30–40 % выше, чем в Европе.

Так, сооружение двух энергоблоков ЛАЭС-2, которые планируется ввести в строй в конце 2013 и 2016 гг. соответственно составит 180 млрд. рублей. Срок окупаемости энергоблоков оценивается в 15–17 лет [25].

Не следует забывать, что проектируемый срок эксплуатации у ТЭС не превышает 25-ти лет, у АЭС – 60-ти лет.

При существующей тенденции опережающего роста тарифа на электро- и теплоэнергии по отношению к стоимости оборудования и строй монтажных работ прогнозируемый срок окупаемости будет меньше [10].

Отметим еще один важный социальный фактор: работа АЭС позволит сохранить жизнь примерно 800 человек в год на всех этапах угольного топливного цикла. За 60 лет работы это почти 50 000 жизней.

Рассмотрим возможность использования некоторых альтернативных источников для крупномасштабного производства энергии вместо ядерного энергоисточника электрической мощностью 2300 МВт в Томской области.

Томская область занимает площадь 316,9 тыс. км² (2% площади РФ, 50% Франции, 88% Японии, 88% Германии, 130% Великобритании). Более 60% территории области занимают леса.

Климат территории Томской области континентально-циклонический характеризуется значительной сезонной изменчивостью притока солнечной радиации. Среднегодовая температура воздуха отрицательная: от -0,5 до -3,5°C. Средние годовые скорости ветра по области – 3–4 м/с. Средняя заболоченность территории составляет 40–50%. Площадь Большого Васюганского болота более 55 тыс. км², что составляет около 2% общей площади болот всего мира. Сельскохозяйственные угодья занимают 1373 тыс. га, из них пашня ~ 680 тыс. га. Продолжительность солнечного сияния 1958 часов в год. Согласно многолетним наблюдениям, солнце полностью закрыто облаками от 66 до 83 дней в году. Максимальный приход солнечной радиации при средней прозрачности атмосферы 5397 МДж/м² в год (Научно-прикладной справочник по климату СССР, 1998).

Биомасса. Для того, чтобы произвести из навоза биогаз для выработки 2300 МВт электрической энергии требуется площади примерно 200 км², на которых должны размещаться 160 млн. свиней или 1600 млн. птиц. Для Томской области – это 3% угодьев, занимаемой пашней. При использовании в качестве источника энергии древесины потребуется ежегодно примерно 10 млн. т дров (~13 млн. м³), 500 ж/д вагонов в сутки. По данным департамента развития предпринимательства и реального сектора экономики администрации Томской области за девять месяцев 2008 г. было заготовлено 1 206 000 м³ древесины.

Солнце (СЭС). Занимаемая площадь солнечными радиаторами (при к.п.д. ~ 10%) ~ 250 км² (~ 5% площади с/х угодий, занимаемых пашней). Необходимо предусмотреть регулярную очистку 250 км² от пыли и зимой от снега, что весьма проблематично. Снежный покров обычно формируется в конце октября и полностью сходит в конце апреля. Толщина варьируется от 55 до 170 см и держится 165–185 дней. Количество осадков ~ 600 мм в год. Напомним, продолжительность солнечного сияния более чем в четыре раза меньше числа часов в году. Себестоимость электроэнергии увеличится в 20 и более раз, по сравнению с АЭС. Необходимо

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

предусмотреть сооружение полигона ядовитых веществ, содержащихся в фотоэлементах (свинец, кадмий, мышьяк и т.д.).

Ветер (ВЭС). Занимаемая площадь ~500 км² (~10% площади пашни). Средняя скорость ветра только 3–4 м/с. При ветровой турбине средней мощности 800 кВт для производства 14 млрд. кВт·ч в год (мощность 2300 МВт) потребуется более 1 млн турбин. Себестоимость электроэнергии в пять и более раз выше, чем на АЭС. Возникают серьезные проблемы с радио, телесвязью, животным миром, и психическим состоянием людей. Одна из основных проблем, связанная с использованием энергии ветра, заключается в колебаниях скоростей и, следовательно, выработки электроэнергии, а также в недостаточной изученности экологических и других негативных последствий создания ветроэнергетических установок (ВЭУ).

ВЫВОДЫ

Введение в действие энергетических мощностей является жизненно важной задачей для Томской области. Другого варианта кроме строительства АЭС нет. Ведь уже к 2015 г. необходимо увеличить энергомощности до 2000 МВт.

Такие масштабные проекты, как создание особой экономической зоны в Томске, освоение нефтяных и газовых месторождений на правобережье р. Оби, разработка Бакчарского железорудного месторождения, строительство автомобильных и железнодорожных магистралей, динамичное развитие лесопереработки, интеллектуального, научно-образовательного комплекса, наукоемкого, высокотехнологического бизнеса – могут не состояться из-за нехватки энергии.

Выполнение этих проектов позволит добиться высоких экономических показателей и обеспечит качественно новый, более высокий уровень жизни населения.

Литература

1. Конышев И.В. Мировой атомный ренессанс. Сибирская проекция / Научно-практическая конференция «Работа с общественным мнением в атомной энергетике». – Томск, 2008.
2. Бойко В.И., Кошелев Ф.П. Ядерные технологии в различных сферах человеческой деятельности: учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 2006.
3. Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Пшакин Г.М., Селиванникова О.В. Ядерные технологии и вызовы ХХI века: Учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 2009.
4. Бюллетень МАГАТЭ. – 1999. – Т. 41. № 1.
5. Справочник по ядерной энерготехнологии. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
6. Мещеряков В.Н., Бойко В.И., Кошелев Ф.П. Ядерная энергетика в системе энергообеспечения города Томска // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 1.
7. Адамов Е.О. Белая книга ядерной энергетики. – М.: Изд-во ГУП НИКИ-ЭТ, 1998.
8. Состояние окружающей среды Томской области. Экологический мониторинг. – Томск, 2006.
9. Афров А.М., Андрушечко С.А. и др. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М: Университетская книга, Логос, 2006.
10. Шидловский В.В., Мещеряков В.Н., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Демянюк Д.Г. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения: Учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 2009.
11. Россия в цифрах. – М., 2000, 2003.
12. Машиностроение ядерной техники. Энциклопедия в 40 тт. – М.: Машиностроение, 2005.
13. Проект АЭС-2006 – путь к решению энергетических проблем России // Бюллетень по атомной энергии. – 2007. – № 2.
14. Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Селиванникова О.В. Глобальные и региональные аргументы в пользу атомной энергии // Бюллетень по атомной энергии. – 2008. – № 5-6.
15. Кошелев Ф.П., Данейкин Ю.В. Экологический анализ риска в угольном и ядерном топливных циклах (обзор) // Ядерный топливный цикл. – 2006. – № 2.

16. *Петухов А.В.* Эколого-экономическая безопасность атомной энергетики//Энергия, экология. – 1998. – № 2.
17. *Крсвіт В., Фридрих Р.* Сравнение риска от различных источников электроэнергии//Атомная техника зарубежом, – №5, – 1998.
18. *Шевелев Я.В., Клименко А.В.* Эффективная экономика ядерного-топливного энергетического комплекса. – М.: РГГУ, 1996.
19. Бюллетень МАГАТЭ. – 2000. – Т.42. – № 2.
20. Индекс безопасности. – 2008. – Т.14. – № 2.
21. Сравнение рисков рисков для здоровья населения, окружающей среды от атомной энергии и других видов производства энергии.
22. [nur://www.ices.ru/printriski/resultprint.ntm](http://www.ices.ru/printriski/resultprint.ntm).
23. <http://business.rin.ru/cgi-bin/news.pl?r=&a=f&i=256403>.
24. <http://www.finmarket.ru/z/news/news.asp?id=1512424>.

Поступила в редакцию 21.05.2010

МОДЕЛИРОВАНИЕ МАССОПЕРЕНОСА ПРОДУКТОВ КОРРОЗИИ В КОНТУРАХ ЯЭУ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.В. Алексеев, А.С. Кондратьев

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



Приведено описание модели процесса массопереноса примесей с учетом их химического взаимодействия в системе натрий-конструкционный материал-примеси. Получены данные для первого контура реактора БН-600 вnominalном режиме работы и в случае гипотетического повышения параметров установки, которые могут быть использованы для анализа безопасности установки.

Ключевые слова: массоперенос примесей, система натрий-кислород-хром, реактор на быстрых нейтронах БН-600, активная зона реактора, анализ безопасности установки.

Key words: mass transfer of impurities, system sodium-oxygen-chromium, fast breeder reactor BN-600, reactor core, facility safety analysis.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время актуальной является задача создания перспективных ЯЭУ с натриевым теплоносителем. Для обеспечения требуемого уровня безопасности и безаварийной работы необходимо уметь моделировать перенос продуктов коррозии в первом контуре новых реакторов, имея уникальный опыт, приобретенный за 30 лет работы на реакторе БН-600.

Моделирование массопереноса продуктов коррозии в натриевых контурах ЯЭУ осуществляется с целью определения условий, обеспечивающих эффективное функционирование теплоносителя и конструкционных материалов, и в том числе определения допустимого повышения уровня температуры теплоносителя и содержания в нем примесей; получения количественных данных по выходу и накоплению твердофазных примесей в элементах гидравлического тракта и в газовых полостях натриевых контуров ЯЭУ.

Авторами разработана модель для оценки массопереноса продуктов коррозии в одномерном приближении для первого контура БН-600, а также для перспективных ЯЭУ с натриевым теплоносителем. В модели учитывается растворение и кристаллизация переносимой примеси в натрии, а также ее химическое взаимодействие. Элементы проточной части моделируются круглыми каналами. Используется лагранжева система координат при математическом описании процессов в каналах (т.е. система координат связана с потоком теплоносителя).

© В.В. Алексеев, А.С. Кондратьев, 2010

При расчетах массопереноса продуктов коррозии в натриевых контурах в случае повышенного содержания кислорода в натрии необходимо учитывать его химическое взаимодействие с компонентами конструкционных материалов, в первую очередь, с хромом.

В данной модели рассматривается массоперенос хрома в натрии с учетом образования системы натрий-кислород-хром.

Расчеты массопереноса хрома проведены для первого контура реактора БН-600 при массовом содержании кислорода в натрии 2, 10, 50, 100, 500 млн⁻¹. Разработана система уравнений, описывающих рассматриваемый процесс, и соответствующий программный модуль для ее численного решения.

Вопросы моделирования массопереноса примесей в контурах с натрием рассмотрены в работах [1–3].

МАССОПЕРЕНОС ХРОМА С УЧЕТОМ ЕГО ХИМИЧЕСКОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ С КИСЛОРОДОМ

В щелочных металлах с увеличением содержания растворенного в них кислорода наблюдается увеличение скорости коррозии сталей [4]. В случае загрязнения жидких металлов кислородом происходит его химическое взаимодействие с компонентами конструкционных материалов и самим жидким металлом. При этом процесс определяется степенью загрязнения кислородом, интенсивностью подвода или отвода примесей к поверхности раздела жидкий металл-конструкционный материал, видом и кинетикой протекающих химических реакций, формированием и удержанием защитных пленок на поверхности конструкционного материала.

В контурах из хромоникелевой нержавеющей стали при определенных содержаниях кислорода в натрии и температуре образуются наряду с оксидом натрия Na₂O соединения кислорода и натрия с элементами конструкционных материалов Na₄FeO₃ и NaCrO₂.

Условия образования соединения NaCrO₂ на поверхности хромоникелевой нержавеющей стали исследованы в работе [5]. Получена зависимость для определения границы стабильности NaCrO₂ на поверхности стали в виде

$$\lg c = -3326/T + 4,51 - 0,5 \lg(a(\text{Cr})),$$

где c – концентрация кислорода в натрии, млн⁻¹; $a(\text{Cr})$ – активность хрома в стали; T – температура, К. В соответствии с этой зависимостью для стали AISI 316 ($a(\text{Cr}) = 0,4$) соединение NaCrO₂ стабильно не выше температуры 600°C при $c \approx 8$ млн⁻¹.

Известных литературных данных недостаточно, чтобы получить численные оценки массопереноса продуктов коррозии в неизотермическом натриевом контуре с повышенным содержанием кислорода. В частности, отсутствуют данные по кинетике реакций образования двойных оксидов и их растворимости в натрии.

В разработанных нами ранее моделях не учитывалось влияние кислорода на процессы массопереноса в натриевых контурах.

В представленной модели рассматривается массоперенос хрома в натрии с учетом образования двойного оксида в системе натрий-кислород-хром и протекания следующей реакции в теплоносителе:



Полагаем, что кислород в натрии находится в форме Na₂O. Другими реакциями оксида натрия пренебрегаем. Выбор хрома оправдан по следующим причинам: во-первых, термодинамически наиболее вероятна реакция хрома с кислородом по сравнению с другими основными элементами, входящими в состав конструкционного материала, и, во-вторых, хром присутствует в системе натрий-кислород-кон-

структурный материал в значительном количестве (до десятков процентов в конструкционном материале).

Константа равновесия реакции (1) выражается через активности соответствующих компонентов:

$$K = \frac{a(\text{NaCrO}_2) \cdot a(\text{Na})^3}{a(\text{Cr}) \cdot a(\text{Na}_2\text{O})^2}. \quad (2)$$

Кинетическое уравнение этой реакции, если рассматривать изменение концентрации NaCrO_2 , выражается зависимостью

$$\left(\frac{dc(\text{NaCrO}_2)}{d\tau} \right)_p = K^\rightarrow c(\text{Cr})c(\text{Na}_2\text{O})^2 - K^\leftarrow c(\text{NaCrO}_2)c(\text{Na})^3. \quad (3)$$

Индекс «р» здесь указывает на изменение концентрации сложного оксида за счет реакции (1).

Учитывая, что константа равновесия исходной реакции $K = K^\rightarrow / K^\leftarrow$ и конвективный перенос растворенного сложного оксида в натрии, получим изменение его концентрации в теплоносителе в мольных долях:

$$\frac{dc(\text{NaCrO}_2)}{d\tau} = K^\rightarrow \left(c(\text{Cr})c(\text{Na}_2\text{O})^2 - \frac{c(\text{NaCrO}_2)}{K} \right) + 4\chi_{ox} \left(\frac{c(\text{NaCrO}_2)_w - c(\text{NaCrO}_2)}{D_k} \right), \quad (4)$$

где D_k – диаметр канала, м; χ_{ox} – коэффициент массоотдачи сложного оксида от стенки канала, м/с; индекс «*w*» характеризует пристеночные значения концентраций.

Изменение концентрации хрома в натрии в дифференциальном виде с учетом его конвективного переноса в канале получим также в мольных долях:

$$\frac{dc(\text{Cr})}{d\tau} = - \left(\frac{dc(\text{NaCrO}_2)}{d\tau} \right)_p + 4\chi_x \left(\frac{c(\text{Cr})_w - c(\text{Cr})}{D_k} \right). \quad (5)$$

Аналогично для изменения концентрации кислорода (в форме оксида) в натрии получено выражение

$$\frac{dc(\text{Na}_2\text{O})}{d\tau} = 2 \left(\frac{dc(\text{NaCrO}_2)}{d\tau} \right)_p + 4\chi_o \frac{c(\text{Na}_2\text{O})_w - c(\text{Na}_2\text{O})}{D_k}. \quad (6)$$

Для замыкания полученной системы уравнений определяются пристеночные концентрации компонентов исходя из следующих соображений. Поскольку концентрация оксида натрия существенно превышает концентрации остальных компонентов в растворе (на несколько порядков) можно принять

$$c(\text{Na}_2\text{O})_w = c(\text{Na}_2\text{O}). \quad (7)$$

Пристеночная концентрация хрома $c(\text{Cr})_w$ рассчитывается на основании баланса потоков хрома:

1) поступающего из стали через слой сложного оксида на ее поверхности в натрий

$$J_{ox} = \frac{K_{ox} (a_{ct} - a_w)}{\delta}; \quad (8)$$

2) выносимого в поток натрия за счет конвекции

$$J_{ox} = \chi_x (c(\text{Cr})_w - c(\text{Cr})), \quad (9)$$

где K_{ox} – коэффициент проницаемости хрома в двойном оксиде, кг/м·с; δ – толщина слоя двойного оксида, м; a_{ct} – активность хрома в стали; a_w – активность хрома в натрии в пристеночной области.

Совместно решая (8) и (9) с учетом соотношения

$$c(\text{Cr})_w = c(\text{Cr})_s a_w, \quad (10)$$

получим

$$c(\text{Cr})_w = \frac{c(\text{Cr})_s (qa_{\text{cr}} + pc(\text{Cr}))}{q + pc(\text{Cr})_s}, \quad (11)$$

где

$$q = \frac{K_{\text{ox}}}{\delta}, \quad (12)$$

$$p = \chi_{\text{cr}} \rho_{\text{Na}} \frac{\mu_{\text{Cr}}}{\mu_{\text{Na}}}, \quad (13)$$

μ_{Cr} и μ_{Na} – молекулярные массы хрома и натрия, г/моль; $c(\text{Cr})_s$ – концентрация насыщения хрома в натрии, м.д.

Концентрация двойного оксида в пристеночном слое определяется на основании уравнения (2), записанного для соответствующих условий:

$$c(\text{NaCrO}_2)_w = K \cdot c(\text{NaCrO}_2)_s \frac{c(\text{Cr})_w}{c(\text{Cr})_s} \left(\frac{c(\text{Na}_2\text{O})}{c(\text{Na}_2\text{O})_s} \right)^2, \quad (14)$$

где $c(\text{Na}_2\text{O})_s$ – концентрация насыщения оксида натрия в натрии, м.д.

Коэффициент с определяется исходя из известной критериальной зависимости тепломассообмена:

$$\text{Nu}_d = 5 + 0,025 \cdot \text{Pe}_d^{0,8}, \quad (15)$$

$$\text{где } \text{Pe}_d = \frac{U \cdot D_k}{D_i}.$$

$$\chi_i = \frac{\text{Nu}_d \cdot D_i}{D_k}, \quad (16)$$

где D_i – коэффициент диффузии примеси в теплоносителе (здесь индекс i характеризует вид примеси).

Константа равновесия (2)

$$K = \exp \left(-\frac{\Delta G^0}{RT} \right). \quad (17)$$

Решение представленной системы уравнений позволяет рассчитать распределение растворенных компонентов в натрии по ходу течения теплоносителя в контуре. Кроме того, учитывая превышение поступления компонентов в натрий над пределом их растворимости в нем, оценивается производительность источника дисперсной фазы в потоке теплоносителя.

Во второй части математического описания процесса массопереноса кислорода и хрома в натриевом контуре представлены зависимости, характеризующие поведение образующейся дисперсной системы [3].

Замыкающие соотношения включают в себя уравнения, описывающие массообмен между частицей и турбулентным потоком жидкости, потоком теплоносителя и стенками каналов, отложение частиц на поверхность каналов, теплообмен между потоком теплоносителя и стенками каналов.

ЗАДАНИЕ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ И ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОНСТАНТ ДЛЯ ХРОМА

Расчеты массопереноса хрома проводятся для первого контура реактора БН-600, схема которого представлена на рис. 1.

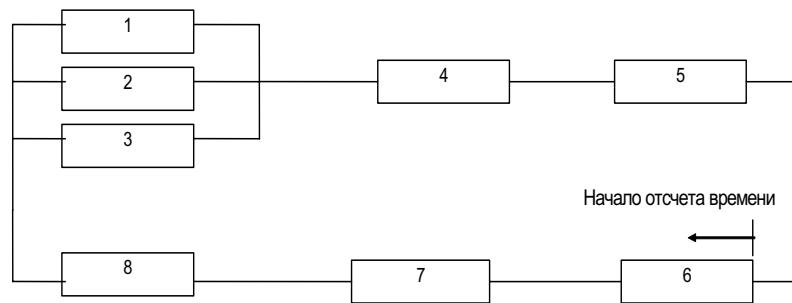


Рис. 1. Схема гидравлического тракта первого контура реактора (БН-600), в скобках указано время пребывания теплоносителя в соответствующем участке: 1 – активная зона (0,52 с); 2 – зона воспроизводства (1,89 с); 3 – хранилище (9,12 с); 4 – верхняя камера (5,28 с) + смесительная камера ПТО (6,05 с) + коллектор ПТО (0,63 с); 5 – ПТО (6,63 с); 6 – коллектор ПТО (0,63 с) + сливная камера ПТО (18,03 с) + всасывающая камера насоса (7,34 с); 7 – напорный трубопровод (1,10 с); 8 – напорный коллектор (1,59 с)

- Выделен гидравлический тракт с циркуляцией основной массы теплоносителя (не менее 94% от максимального расхода по контуру).
- Замкнутый контур условно разбивается на ряд участков, характеризующихся постоянными геометрическими и гидродинамическими параметрами.
- Все участки контура моделируются отрезками прямой круглой трубы.

Таблица 1

Значения констант для расчета массопереноса хрома в натриевом контуре

Параметр	Обозначение	Размерность	Значение параметра или расчетная зависимость	Источник
Константа скорости реакции образования двойного оксида	K^{\rightarrow}	$1/(м\cdot д\cdot^2\cdot с)$	$10^8 \cdot \exp(0,477/10 \cdot (T-823))$	*
Концентрация насыщения двойного оксида в натрии	$c(\text{NaCrO}_2)_s$	м.д.	$5 \cdot 10^{-16}$	*
Концентрация насыщения хрома в натрии	$c(\text{Cr})_s$	млн^{-1}	$\exp(16,2 - 20746/T)$	[3]
Активность хрома в стали	$a_{cr}(\text{Cr})$	–	0,6	[8]
Коэффициент диффузии хрома в натрии	D_i	$\text{м}^2/\text{с}$	10^{-8}	*
Изобарно-изотермический потенциал реакции образования двойного оксида	ΔG^0	Дж/моль	$-35539 - 76,9 T$	[9]
Коэффициент диффузии хрома в двойном оксиде	D_{ox}	$\text{м}^2/\text{с}$	10^{-18}	*
Константа скорости кристаллизации или селективного растворения	β_k	$\text{м}/\text{с}$	$3 \cdot 10^{-4}$	[3]
Коэффициент, учитывающий шероховатость поверхности	Kr	–	2	[3]

* – экспертная оценка авторов.

- Используется лагранжева система координат при математическом описании процессов (т. е. система координат связана с потоком теплоносителя).
- Определены время прохождения теплоносителя в каждом участке контура, геометрические параметры, гидродинамические и температурные режимы на каждом участке.

Разработан программный модуль для численного решения представленной выше системы уравнений. Значения констант (табл. 1) приняты нами в первом приближении исходя из накопленного опыта по расчету физико-химических процессов в системах натрий-конструкционный материал-примесь, предварительных оценок и сравнения полученных данных с результатами известных экспериментальных исследований:

- концентрация насыщения двойного оксида хрома в натрии;
- константа скорости реакции образования двойного оксида хрома;
- коэффициент диффузии хрома в двойном оксиде;
- константа скорости кристаллизации или селективного растворения хрома.

Считается, что поверхность контура, омываемая натрием, покрыта пленкой двойного оксида NaCrO_2 толщиной 2,5 мкм. Данное значение принято исходя из опыта работы с оборудованием натриевых контуров в ГНЦ РФ-ФЭИ.

По результатам расчетов проведено сравнение с известными экспериментальными данными по образованию двойного оксида на поверхности стали в контуре, определены концентрации в потоке по длине контура и рассчитаны потоки компонентов реакции на поверхность стенки. Оценки роста отложений и селективного выхода хрома из стали в критических точках позволят судить о безопасности работы натриевых контуров в рассматриваемых условиях.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПЕРЕНОСА ХРОМА

Расчеты массопереноса хрома проведены для первого контура реактора БН-600 с концентрациями кислорода в натрии 2, 10, 50, 100, 500 млн⁻¹.

В таблице 2 приведены результаты расчета потока двойного оксида натрия (NaCrO_2) на стенку активной зоны в зависимости от концентрации кислорода в натрии при разной температуре.

Из таблицы видно, что при увеличении концентрации кислорода в натрии с 2 до 10 ppm скорость роста отложений в виде двойного оксида натрия (NaCrO_2) в экстремальной точке активной зоны (на выходе) возрастает в шесть раз, что при номинальных режимах (550°C) не опасно для эксплуатации. При увеличении температуры теплоносителя на выходе из активной зоны на 100°C за небольшой период эксплуатации реактора может произойти забивание проходного сечения активной зоны, что безусловно приведет к аварийным ситуациям.

Таблица 2

Поток двойного оксида натрия (NaCrO_2) на стенку, мкм/год, активная зона

Концентрация, ppm	550°C	650°C	750°C	850°C	950°C
2	0,641	7,95	43,1	73,4	127
10	3,54	40,7	83	112	532
50	29,0	83,5	115	355	3820
100	45,7	99,7	128	821	5890
500	83,9	124	238	5800	15400

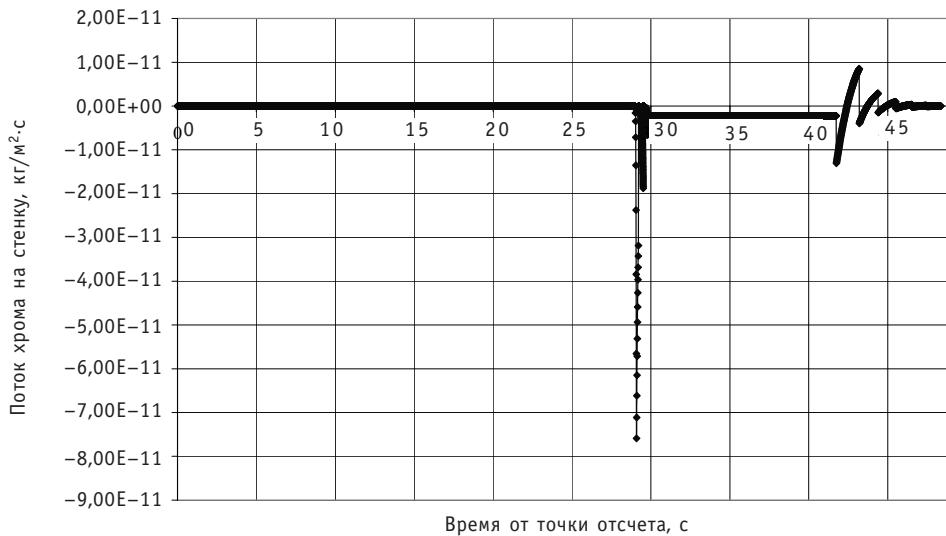


Рис. 2. Распределение потоков хрома по длине первого контура реактора БН 600 в номинальном режиме работы

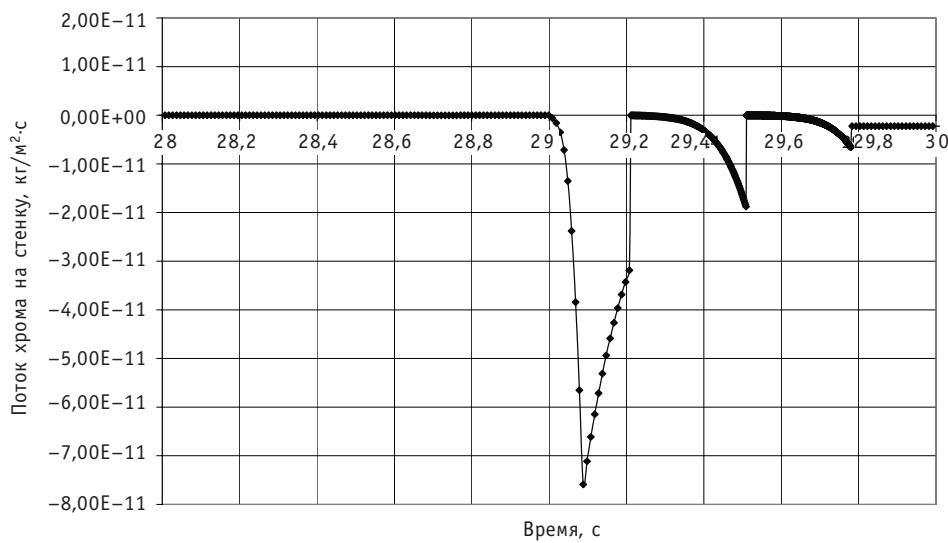


Рис. 3. Распределение потоков хрома по длине первого контура реактора БН 600 в номинальном режиме работы (фрагмент рис. 2)

Относительный шаг расположения твэлов в сборке в БН-600 $s/d=1,17$ при диаметре твэла $d=6,9$ мм, при этом зазор между твэлами в узком сечении составляет 1170 мкм. Из таблицы 2 видно, что расчетная величина годовых отложений заметно превышает величину межтвэльных зазоров при некоторых условиях (при значительных превышениях концентрации кислорода и температуры выше номинальных). Кроме того, с учетом двухстороннего роста отложений в зазорах табличные данные необходимо удвоить.

Далее на рисунках представлено распределение потоков хрома и двойного оксида натрия NaCrO_2 в виде взвеси на стенку по длине контура (характеризуется временем прохождения теплоносителя по контуру).

Как видно из приведенного сравнения, в целом по контуру данные, полученные по расчетам, отличаются от данных работы Н.Д. Краева и др. [7] не более чем

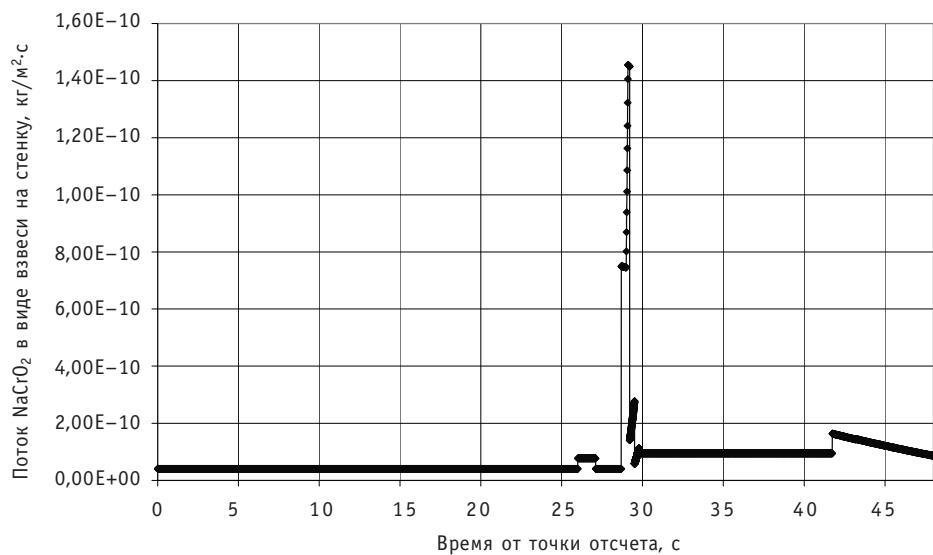


Рис. 4. Распределение потоков двойного оксида натрия (NaCrO_2) по длине первого контура реактора БН 600 в номинальном режиме работы

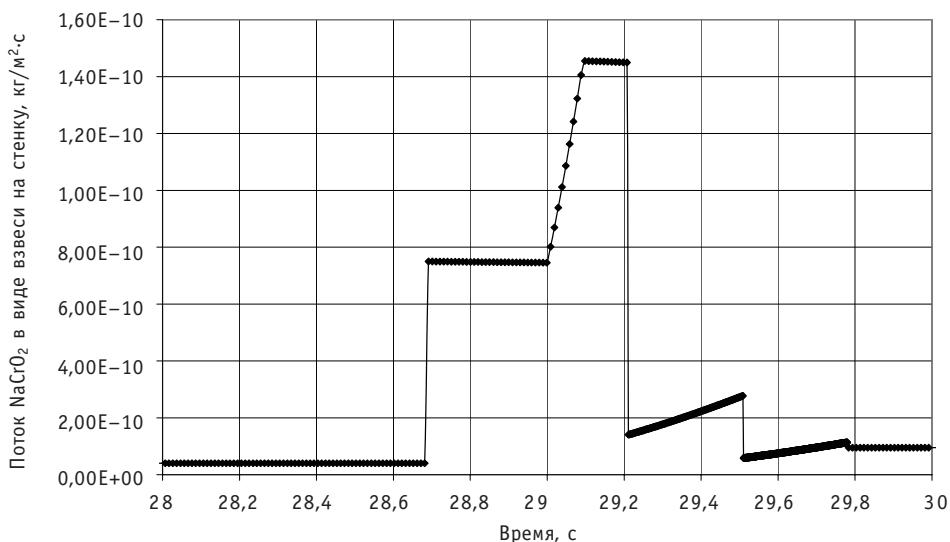


Рис. 5. Распределение потоков двойного оксида натрия (NaCrO_2) по длине первого контура реактора БН 600 в номинальном режиме работы (фрагмент рис. 4)

на 5%. В активной зоне, где скорость теплоносителя достигает 8 м/с, расчетные данные отличаются от экспериментальной формулы работы [7] примерно в четыре раза ввиду того, что рассчитанная скорость коррозии по этой формуле при скоростях теплоносителя больше 3 м/с не изменяется.

ВЫВОДЫ

Представлены результаты разработки математической модели массопереноса хрома в контурах с жидкокометаллическими теплоносителями, на основе которой написана расчетная программа. Результаты расчетов свидетельствуют о соответствии расчетных и экспериментальных данных по переносу продуктов коррозии в первом контуре реактора на быстрых нейтронах БН-600. Это подтверждает дос-

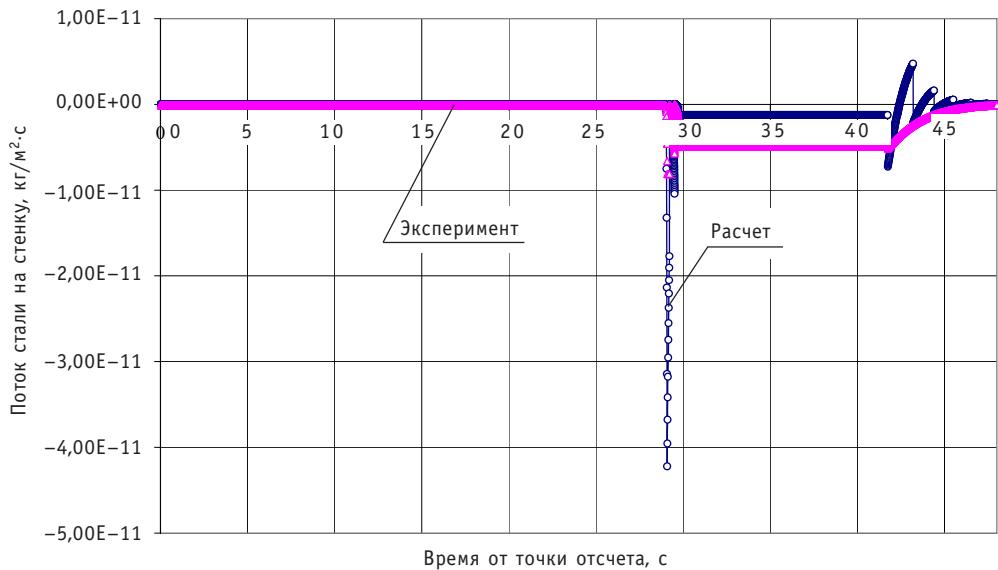


Рис. 6. Распределение суммарного потока компонентов стали по длине первого контура реактора БН-600 в номинальном режиме работы

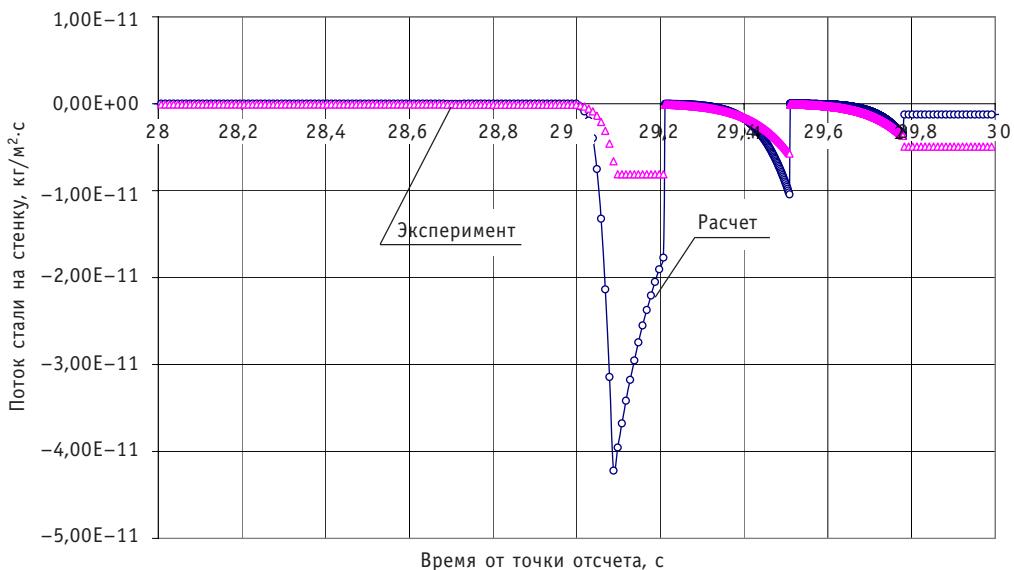


Рис. 7. Распределение суммарного потока компонентов стали по длине первого контура реактора БН-600 в номинальном режиме работы (фрагмент рис. 6)

троверность модели и работоспособность программы. Получены новые данные по переносу продуктов коррозии для расширенного диапазона температуры и концентрации кислорода в натрии, демонстрирующие существование ограничений по допустимой температуре первого контура.

Описанный подход может быть использован для расчета массопереноса других компонентов стали (железа, никеля, титана) в натриевом теплоносителе. Использование предложенных авторами и реализованных в программе методов расчета особенно важно для анализа работы контуров с натриевым теплоносителем применительно к новым проектам перспективных ЯЭУ.

Литература

1. Алексеев В.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И. и др. Исследование динамики поведения взвесей в натриевых контурах быстрых реакторов/Препринт №2576. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1996.
2. Алексеев В.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И., Краев Н.Д. Исследование массопереноса никеля и хрома в неизотермическом участке циркуляционного натриевого контура/ Препринт №2666. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997.
3. Алексеев В.В. Массоперенос трития и продуктов коррозии конструкционных материалов в контурах с натриевым теплоносителем: дисс. на соискание ученой степени доктора технических наук. – Обнинск, 2002.
4. Никитин В.И. Физико-химические явления при воздействии жидких металлов на твердые. – М.: Атомиздат, 1967.
5. Nicholas M.G., Cavell I.W. Materials Development Division, A.E.R.E/Proc. Second Int. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy Production, 20-24 April 1980, Richland/CONF-800401. – P. 3-35 – 3-41
6. Gnanasekaran and C.K. Mathews (IGCAR, INDIA) Studies on Na-M-O (M=Fe, Ni) systems and measurements of thermodynamic properties/V. Ganesan, R. Sridharan, T./Proc. of Fourth Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology. 17-21 October 1988, Avignon – France (Tome 3. – P.533-1 – 533-8)
7. Краев Н.Д., Старков О.В., Журавлев Т.С., Конов Е.С. Коррозионная стойкость конструкционных материалов в натриевом теплоносителе//ВАНТ. Серия АМ. – 1986. – Вып. 1 (21).
8. Hooper A.J. The Sodium Compatibility of 9Cr-1Mo Ferritic Steel/Proc. Second Int. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy Production, 20-24 April 1980, Richland/CONF-800401. – P. 7-35 – 7-44.
9. Shaiv B.J., Wu P.C.S., Chiotti P. Thermodynamic Properties of the Double Oxides of Cr, Ni and Fe// J. Nucl. Mater. – 1977. – V. 67. – P. 13-23.

Поступила в редакцию 16.07.2010

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ НЕКОНДЕНСИРУЮЩИХСЯ ГАЗОВ НА РАБОТУ МОДЕЛИ ПАРОГЕНЕРАТОРА ВВЭР В КОНДЕНСАЦИОННОМ РЕЖИМЕ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ

**А.А. Зайцев, Д.С. Калякин, А.А. Лукьянов, А.В. Морозов, Т.В. Попова,
О.В. Ремизов, О.В. Супотницкая, А.А. Цыганок**
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлены результаты расчетно-экспериментального исследования влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме. Эксперименты выполнены на крупномасштабном стенде ГЕ2М-ПГ в условиях естественной циркуляции в первом и втором контурах стенда при давлении пара первого контура 0,36–0,38 МПа. Расчетное моделирование опытов проводилось с помощью кода КУПОЛ-М. В результате работы экспериментально определено влияние неконденсирующихся газов на конденсационную мощность модели парогенератора и показано, что расчетный код КУПОЛ-М удовлетворительно моделирует исследуемые процессы.

Ключевые слова: парогенератор ВВЭР, конденсация, неконденсирующиеся газы.
Key words: VVER steam generator, condensation, noncondensable gases.

ВВЕДЕНИЕ

В проекте «АЭС-2006» с реактором ВВЭР-1200 предусмотрено использование пассивных систем безопасности. К их числу относятся системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) и пассивного отвода тепла (СПОТ). Эти системы служат для снижения последствий широкого класса аварий, обеспечивая отвод тепла от активной зоны реактора, поддержание запаса теплоносителя в реакторе, целостность защитной оболочки и ограничение радиологических последствий аварий проектными пределами. При этом регламент работы данных систем определяется характером аварии [1].

Так, при отказе активных систем безопасности при плотном контуре реакторной установки (РУ) отвод тепла от топлива в активной зоне (А3) к окружающей среде осуществляется СПОТ практически неограниченное время. В процессе теплопередачи между теплоносителем первого контура в трубчатке и водой во вто-

© А.А. Зайцев, Д.С. Калякин, А.А. Лукьянов, А.В. Морозов, Т.В. Попова, О.В. Ремизов,
О.В. Супотницкая, А.А. Цыганок, 2010

ром контуре парогенератора (ПГ) в нем генерируется пар. За счет естественной циркуляции в пароконденсатном тракте СПОТ этот пар поступает в воздушные теплообменники, установленные на наружной поверхности защитной оболочки в специальных воздуховодах. Пар конденсируется, отдавая энергию окружающему воздуху. Образовавшийся конденсат самотеком поступает обратно в межтрубное пространство ПГ.

При запроектной аварии, связанной с разгерметизацией первого контура РУ и отказом активной части САОЗ, предполагается совместная работа систем СПОТ и ГЕ-2. Потеря массы теплоносителя в виде пара и воды на линии насыщения, уходящей в отверстия истечения, компенсируется подачей воды из ГЕ-2 со ступенчато уменьшающимся расходом после снижения давления в реакторе до 1,6 МПа. После перевода системы СПОТ в режим расхолаживания (путем открытия шиберов на воздушном тракте теплообменников СПОТ) начинается охлаждение второго контура ПГ. При снижении давления во втором контуре ниже давления первого контура парогенераторы переходят в режим конденсации пара, поступающего в трубчатку ПГ из реактора. При этом мощность СПОТ определяется давлением в ПГ и температурой атмосферного воздуха. Образующийся конденсат по неаварийным петлям возвращается в реактор. Совместные работы ГЕ-2 и поступление конденсата из ПГ компенсируют потерю массы теплоносителя в реакторе и обеспечивают охлаждение активной зоны.

На работу парогенератора в конденсационном режиме отрицательное влияние может оказаться присутствие в первом контуре реактора неконденсирующихся газов: азота, поступающего в контур при срабатывании гидроемкостей первой ступени, а также продуктов радиолиза воды и разложения гидразингидрата, растворенного в воде, поступающей из системы ГЕ-2. Накопление неконденсирующихся газов в трубчатке парогенератора может привести к ухудшению его конденсационной способности, вплоть до полного прекращения процесса конденсации.

Для экспериментального изучения влияния неконденсирующихся газов на работу парогенератора реактора ВВЭР в конденсационном режиме в ГНЦ РФ-ФЭИ был создан крупномасштабный стенд ГЕ2М-ПГ.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Стенд ГЕ2М-ПГ является крупномасштабной экспериментальной установкой, предназначеннной для исследования работоспособности пассивных систем безопасности, входящих в проект реактора ВВЭР нового поколения [2]. В состав стенда входят модель парогенератора реактора ВВЭР, бак-аккумулятор пара объемом 16 м³, имитатор теплообменника СПОТ, охлаждаемый технической водой. Основное оборудование стендов связано между собой трубопроводами и оснащено запорно-отсечной арматурой. Высотные отметки размещения оборудования соответствуют проектным. Пар на экспериментальную установку подавался по специальному паропроводу от одного из отборов турбины ТЭЦ ГНЦ РФ-ФЭИ. На рисунке 1 показано размещение основного оборудования стендов ГЕ2М-ПГ.

Модель парогенератора стендов ГЕ2М-ПГ представляет собой теплообменный аппарат с двумя вертикальными коллекторами («горячим» и «холодным»). При разработке модели за базовый аппарат был принят существующий парогенератор ПГВ-1000 реактора ВВЭР.

Трубный пучок состоит из 248-ми горизонтальных змеевиковых труб, набранных в 62 ряда. Расстояние между крайними рядами трубок соответствует высоте трубного пучка парогенератора ПГВ-1000, что обеспечивает штатный режим конвекции воды в объеме межтрубного пространства. Каждый ряд состоит из четырех трубок диаметром 161,5 мм и длиной 10,2 м. Геометрия теплопередающих тру-

бок соответствует геометрии трубок натурного парогенератора. Для обеспечения стока конденсата из трубного пучка змеевики выполнены с уклоном от центра в сторону обоих коллекторов с высотным перепадом 20 мм. Материал трубок – нержавеющая сталь X18H10T. Площадь поверхности трубного пучка модели ПГ, использовавшегося на стенде, в 46 раз меньше площади теплообменных трубок натурного парогенератора.

На рисунке 2 приведена принципиальная технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ с обозначением вспомогательных систем, обеспечивающих проведение опытов. В их состав входят система поддержания давления, двухканальная система подачи неконденсирующихся газов, система сдувки парогазовой смеси и система сбора конденсата из горячего и холодного коллекторов модели парогенератора.

Система поддержания давления стенда ГЕ2М-ПГ (позиция 7 на рис. 2) предназначена для обеспечения постоянства теплофизических параметров при проведении экспериментов. Основным элементом данной системы является конденсатор-теплообменник, оснащенный запорной и регулирующей арматурой. В ходе опытов пар из бака Б3 конденсировался в теплообменнике-конденсаторе, а конденсат направлялся в дренаж. Регулируя расход пара можно как уменьшать, так и увеличивать давление на стенде. Использование данной системы позволяло поддерживать в ходе опытов давление с точностью $\pm 0,008$ МПа.

Для изучения влияния неконденсирующихся газов на конденсационную мощность модели ПГ на стенде ГЕ2М-ПГ реализована система подачи газа в первый контур стенда (позиция 6 на рис. 2). Система состояла из двух каналов, позволявших вводить в контур два газа (азот и гелий) как отдельно, так и в составе смеси. В состав каждого канала системы входят четыре стандартных газовых баллона объемом около 40 л каждый, один из них – баллон с газом высокого давления – подсоединен к остальным через редуктор. В ходе эксперимента происходит подача неконденсирующихся газов в первый контур стенда из трех баллонов, в которых поддерживается давление приблизительно на 0,3 МПа выше давления пара на стенде.

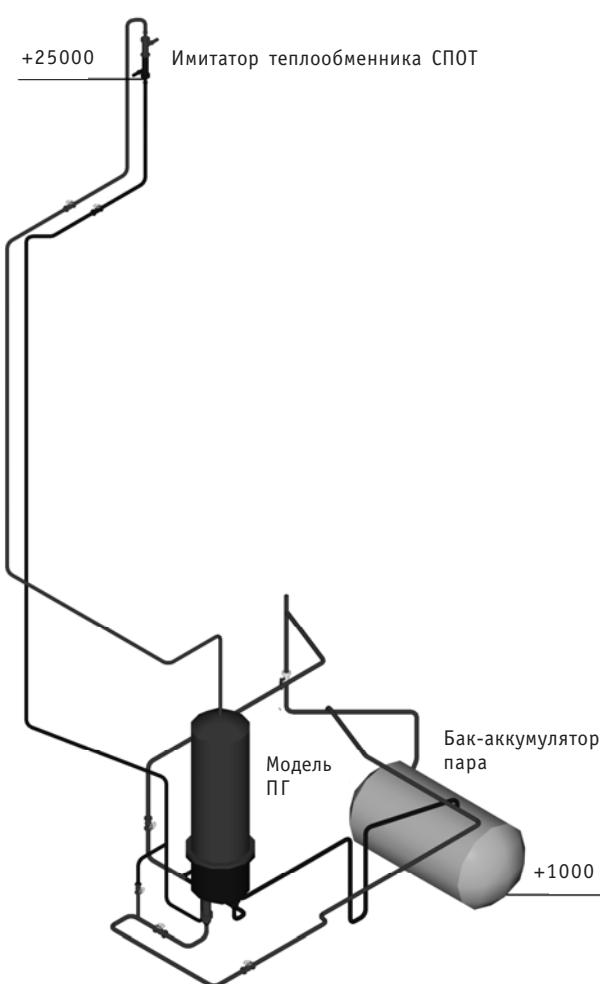


Рис. 1. Размещение основного оборудования на стенде ГЕ2М-ПГ

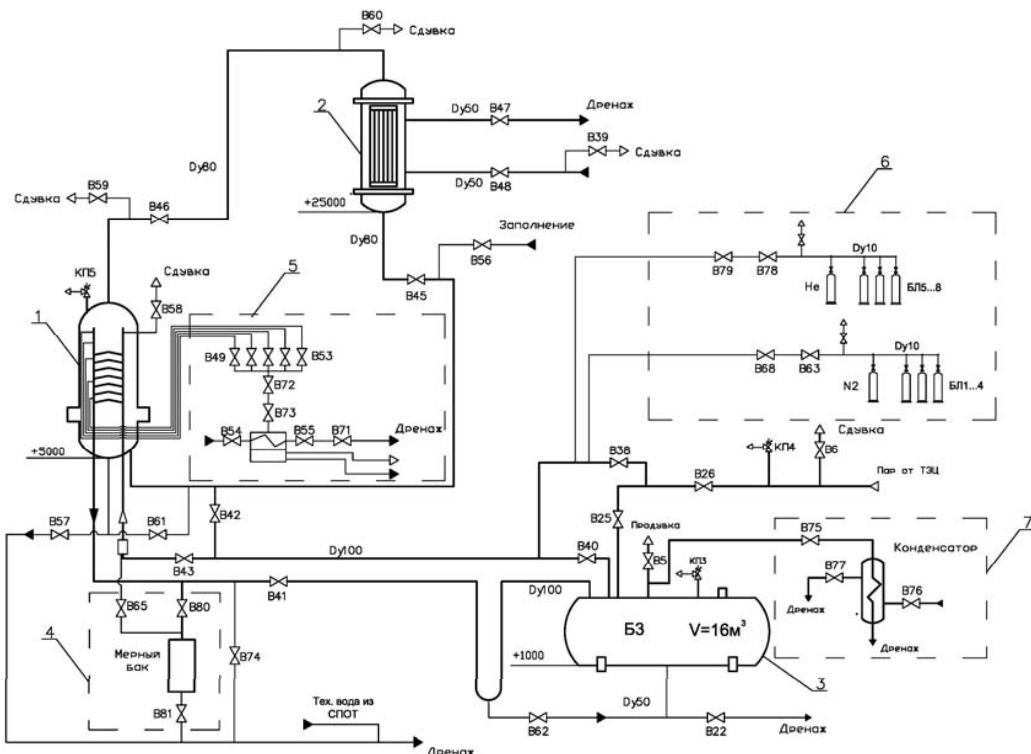


Рис. 2. Принципиальная технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ: 1- модель парогенератора; 2 – имитатор теплообменника СПОТ; 3 – бак-аккумулятор пара; 4 – система сбора конденсата; 5 – система сдувки парогазовой смеси; 6 – система подачи неконденсирующихся газов; 7 – система поддержания давления

По мере подачи газов происходит падение давления в баллонах, после снижения его величины на 0,08 МПа от начального уровня происходит подпитка газом из баллона высокого давления через редуктор. Регулировка расходов неконденсирующихся газов производится с помощью игольчатых микровентилей В63 и В78, установленных на импульсной линии.

Равномерность подачи газов обеспечивается способом ввода через перфорированные патрубки, установленные внутри паровой трубы, а также незначительным объемом неконденсирующихся газов по сравнению с объемом пара. Система позволяла поддерживать постоянство концентрации парогазовой смеси на входе в модель ПГ.

На стенде ГЕ2М-ПГ также предусмотрена система отвода парогазовой смеси из холодного коллектора ПГ, предназначенная для исследования влияния расхода сдувки на конденсационную мощность парогенератора (позиция 5 на рис. 2). В состав системы входят линия отбора парогазовой смеси, конденсатор, охлаждаемый технической водой, а также запорная арматура. Регулировка величины сдувки осуществлялась с помощью двух последовательных игольчатых микровентилей В72 и В73, установленных на импульсной линии перед входом парогазовой смеси в конденсатор проб. Импульсные линии и линии пробоотбора были теплоизолированы и обогревались с помощью охранных нагревателей, чтобы исключить конденсацию пара до подачи на регулирующую арматуру.

Входящая в состав стенда система сбора конденсата (позиция 4 на рис. 2) позволяла определять расход пара на входе в ПГ прямыми измерениями количества образующегося в трубчатке ПГ конденсата. В состав системы входит мерный бак,

оборудованный уровнемером, и арматура, позволяющая осуществлять сбор образующегося конденсата с «горячего» или «холодного» коллекторов. Мерный бак и подводящие линии были теплоизолированы для исключения появления «паразитного» объема конденсата, снижающего точность измерений.

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяли регистрировать теплофизические параметры установки. Основной измеряемой величиной являлся расход пара в модель парогенератора, который регистрировался как вихревым расходомером, так и непосредственным измерением объема конденсата, стекающего из коллекторов и трубчатки в мерный бак. Кроме того, регистрировались давления и температуры по первому и второму контурам в нескольких точках, уровня жидкости в основных элементах стенда, а также параметры технической воды в имитаторе СПОТ (подогрев и расход). Модель парогенератора была оснащена более чем 100 кабельными термопарами $\varnothing 1,0$ мм, которыми контролировались параметры сред первого и второго контуров стенда как в трубчатке, так и в межтрубном пространстве.

Регистрацию давления по контурам стенда выполняли с помощью пьезорезисторных датчиков избыточного давления Метран-100-ДИ (класс точности 0,25). Измерение уровней воды на стенде производили гидростатическим методом с помощью датчиков разности давлений Метран-100-ДД (класс точности 0,25). Расход технической воды через теплообменник имитатора СПОТ контролировали с помощью измерения перепада давления на расходомерной шайбе прибором Метран-100-ДД. Измерение расхода пара на входе в модель ПГ осуществляли с помощью вихревого счетчика пара Метран-332 (основная погрешность 1,5%). Частота опроса измерительных каналов компьютерной системы сбора составляла 1 Гц.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОПЫТОВ

Границные и начальные условия экспериментов на стенде задавались на основе результатов расчетного моделирования процессов в реакторной установке. Анализ различных вариантов аварии с разрывом трубопроводов первого контура был выполнен по программе ТЕЧЬ-М-97 [3]. Исходя из результатов расчетов давление пара первого контура в экспериментах по исследованию влияния неконденсирующихся газов на работу модели ПГ в конденсационном режиме поддерживали в диапазоне 0,36–0,38 МПа.

Величина конденсационной мощности в экспериментах выбиралась исходя из экспериментальной зависимости мощности СПОТ от давления в парогенераторе, которая была получена на полномасштабной модели СПОТ в ОКБ «Гидропресс» [4].

Концентрация неконденсирующегося газа на входе в модель ПГ устанавливалась исходя из расчетных данных по газогенерации в первом контуре АЭС в случае запроектной аварии. Вместо водорода в экспериментах на стенде использовался гелий, подававшийся с той же мольной концентрацией. Концентрация неконденсирующихся газов в опытах соответствовала расчетному содержанию газов в первом контуре через один и восемь часов после начала запроектной аварии. Таким образом, в ходе экспериментов на вход модели ПГ подавалась парогазовая смесь со следующими концентрациями: $C_{N_2} = 2,095$ г N_2 /кг пара и $C_{He} = 0,047$ г He /кг пара (1 ч после начала аварии) и $C_{N_2} = 0,022$ г N_2 /кг пара и $C_{He} = 0,003$ г He /кг пара (восемь часов после начала аварии) [3].

Эксперименты на стенде проводились по следующей методике. В начале эксперимента подачей пара заданного давления осуществлялся последовательный прогрев бака-аккумулятора, модели ПГ, имитатора теплообменника СПОТ и трубопроводов первого и второго контуров стенда до установления стационарных пара-

метров среды. Определяющим показателем прогрева стенда служило равномерное тепловое поле по всему объему воды второго контура в парогенераторе и стабильность давлений в первом и втором контурах. Одновременно, с целью недопущения наличия в контурах паровоздушной смеси, открытием соответствующих продувочных вентилей обеспечивалась сдувка воздуха из трубопроводов и основного оборудования стенда. Затем с помощью изменения расхода технической воды через имитатор СПОТ устанавливались необходимые значения давления второго контура. После установления стационарного режима в течение не менее 1200 с производилась запись параметров. Далее в соответствии со сценарием эксперимента на вход модели ПГ начиналась подача неконденсирующегося газа с заданной концентрацией.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На первом этапе экспериментов была исследована работа модели парогенератора в конденсационном режиме в отсутствие неконденсирующихся газов. На рисунке 3 показаны результаты измерения расхода пара в опыте 126/1. Как видно из графика, в течение всего времени записи величина расхода пара оставалась стабильной и находилась на уровне $145 \text{ м}^3/\text{ч}$.

На рисунке 4 изображено изменение давления пара первого и второго контуров стенда в данном эксперименте. На протяжении всего опыта величины давлений оставались стабильны. Давление пара первого контура находилось на уровне $0,38 \text{ МПа}$. Средний перепад давления между контурами в эксперименте составил $0,04 \text{ МПа}$.

Эксперимент по исследованию влияния неконденсирующихся газов на работу парогенератора в конденсационном режиме проводился при давлении в первом контуре $P_1=0,37 \text{ МПа}$ и начальном расходе пара $Q_{\text{пара}}=65-70 \text{ м}^3/\text{ч}$. После стабилизации параметров в первом и втором контурах в объем пары вводились азот и гелий с формированием трехкомпонентной парогазовой смеси с заданными концентрациями. Было проведено два эксперимента с концентрациями, соответствующими количеству газа в паре первого контура реакторной установки через один и восемь часов после аварии.

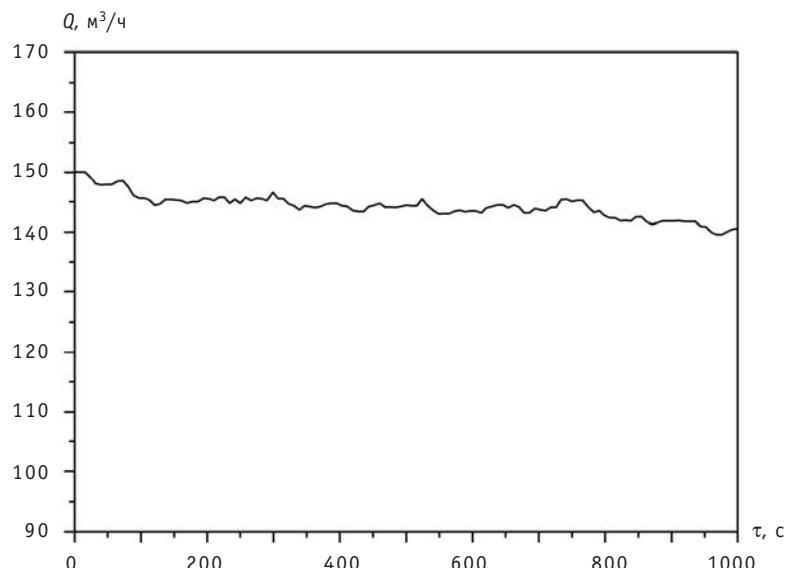


Рис. 3. Расход пара в модель ПГ в эксперименте 126/1: τ – время с момента установления стационарного режима

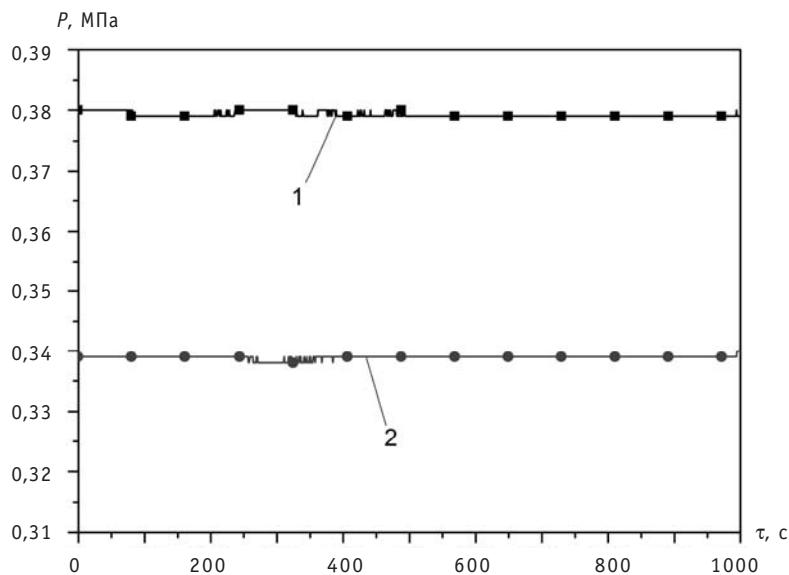


Рис. 4. Давление пара первого и второго контуров в эксперименте 126/1: $Q_{\text{пара}}=145 \text{ м}^3/\text{ч}$; 1 – давление пара первого контура; 2 – давление пара второго контура

На рисунке 5 показано изменение расхода пара в модели ПГ в экспериментах с подачей газов. Из рисунка видно значительное снижение расхода пара в ПГ в ходе опыта 135 с 70 до $20 \text{ м}^3/\text{ч}$, т.е. в 3,5 раза. Такое уменьшение мощности было вызвано накоплением неконденсирующихся газов в трубном пучке с соответственным уменьшением площади работающей теплопередающей поверхности, а также ухудшением характеристик теплообмена вследствие присутствия в паре неконденсирующихся газов.

В то же время расход пара в эксперименте 142, проведенном со значительно более низкими концентрациями неконденсирующихся газов ($C_{N_2}=0,022 \text{ г N}_2/\text{кг пара}$, $C_{He}=0,003 \text{ г He}/\text{кг пара}$), практически не изменился.

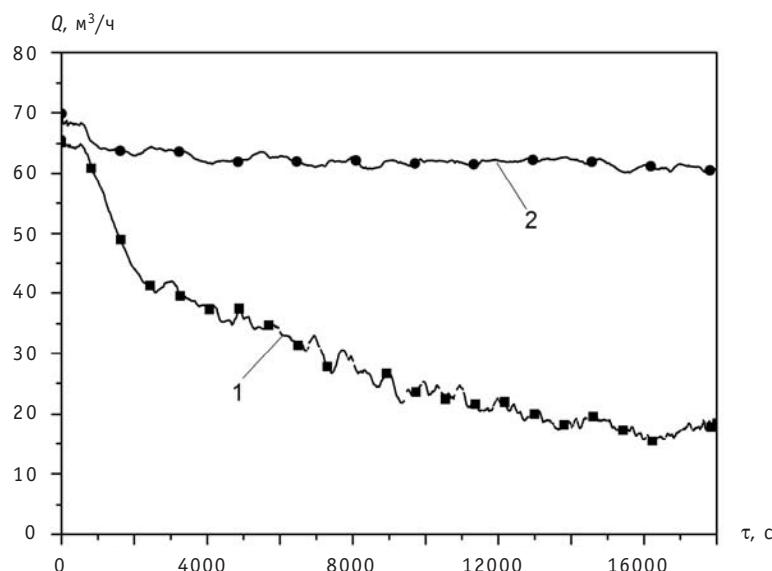


Рис. 5. Расход пара в модель ПГ в экспериментах с подачей газов: 1 – эксперимент 135 ($C_{N_2}=2,095 \text{ г N}_2/\text{кг пара}$ и $C_{He}=0,047 \text{ г He}/\text{кг пара}$); 2 – эксперимент 142 ($C_{N_2}=0,022 \text{ г N}_2/\text{кг пара}$, $C_{He}=0,003 \text{ г He}/\text{кг пара}$)

Таким образом, в результате экспериментов было получено, что на начальном этапе аварии неконденсирующиеся газы оказывают значительное отрицательное влияние на работу парогенератора в конденсационном режиме, однако уже через восемь часов после аварии их влияние становится слабым.

Расчетное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели ПГ ВВЭР в конденсационном режиме было проведено с помощью расчетного кода КУПОЛ-М.

РАСЧЕТНЫЙ КОД КУПОЛ-М

Код КУПОЛ-М предназначен для расчета термодинамических параметров среды в объеме контейнера АЭС с ВВЭР при авариях с потерей теплоносителя [5]. В данной работе была предпринята попытка с помощью кода смоделировать процессы конденсации пара и парогазовой смеси в многорядном трубном пучке парогенератора, работающего в конденсационном режиме. Для расчетов использовалась версия кода 1.10, которая аттестована в надзорных органах РФ.

Математическая модель процессов тепломассообмена, используемая в коде, основана на системе обыкновенных дифференциальных уравнений сохранения движения, массы и энергии компонент парогазовой смеси для каждого контрольного объема (бокса). Термодинамические характеристики среды усредняются по объему бокса. Пар и парогазовая смесь переносятся через связи между боксами.

Модель теплообмена с тепловыми структурами включает в себя одномерное уравнение теплопроводности, гипотезу об аналогии процессов тепло- и массообмена для оценки поверхностной конденсации пара в присутствии неконденсирующихся газов и эмпирические соотношения для коэффициента теплоотдачи.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОДА КУПОЛ-М 1.10

Модель стенда ГЕ2М-ПГ, принятая в расчетах кодом КУПОЛ-М 1.10, включает в себя

- сливной бак-аккумулятор Б3,
- модель парогенератора,
- тройник для подачи неконденсирующихся газов,
- трубопроводы.

Нодализационная схема стенда ГЕ2М-ПГ приведена на рис. 6. Она состоит из четырех боксов, четырех связей и одной тепловой структуры. Бокс 1 моделирует бак Б3, бокс 2 – объем в трубчатке парогенератора, бокс 3 – тройник для подачи газов и бокс 4 – внешнюю среду с постоянными свойствами. Связи между боксами моделируют участки трубопроводов между контурами стенда. Тепловая структура в боксе 2 моделирует теплообменную поверхность трубчатки парогенератора площадью 127 м². Геометрические характеристики боксов и тепловой структуры, геометрические и гидравлические характеристики связей по газу соответствуют параметрам стенда. Связь между боксами 2 и 1, моделирующая холодную нитку первого контура стенда, и связь между боксами 1 и 4, моделирующая систему поддержания постоянного давления первого контура, организованы как связи с клапанами. Подача пара и неконденсирующихся газов в объем стенда моделируются кодом КУПОЛ-М как внешние источники массы и энергии. При моделировании экспериментов пар и неконденсирующиеся газы подаются в бокс 3.

В расчетах функционирование имитатора СПОТ на стенде учитывается через температуру воды в межтрубном пространстве, экспериментальное значение которой задается для внешней поверхности трубчатки парогенератора в качестве граничного условия.

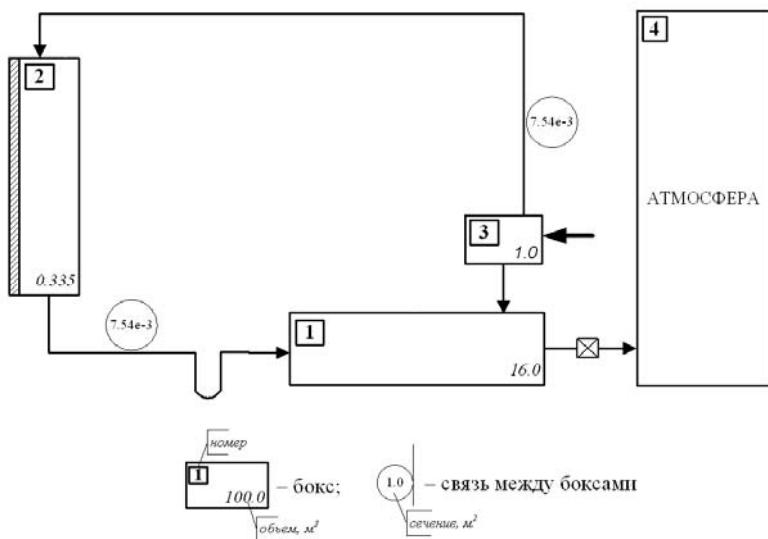


Рис. 6. Нодализационная схема стенда ГЕ2М-ПГ

На рисунках 7–9 показано сравнение результатов расчетов, проведенных по коду КУПОЛ-М, с экспериментальными данными. Расчетное моделирование было проведено в соответствии с процедурой «открытого» предтеста. Предтестовый характер расчетов определялся тем, что результаты экспериментальных измерений не были известны во время проведения расчетов, однако при расчетном моделировании были использованы реальные данные по исходному состоянию стенда и сценарию эксперимента для формирования набора входных данных кода по начальным и граничным условиям.

На рисунке 7 показано сравнение расчетных величин конденсационной мощности с экспериментальными данными, полученными в эксперименте 126/1 с

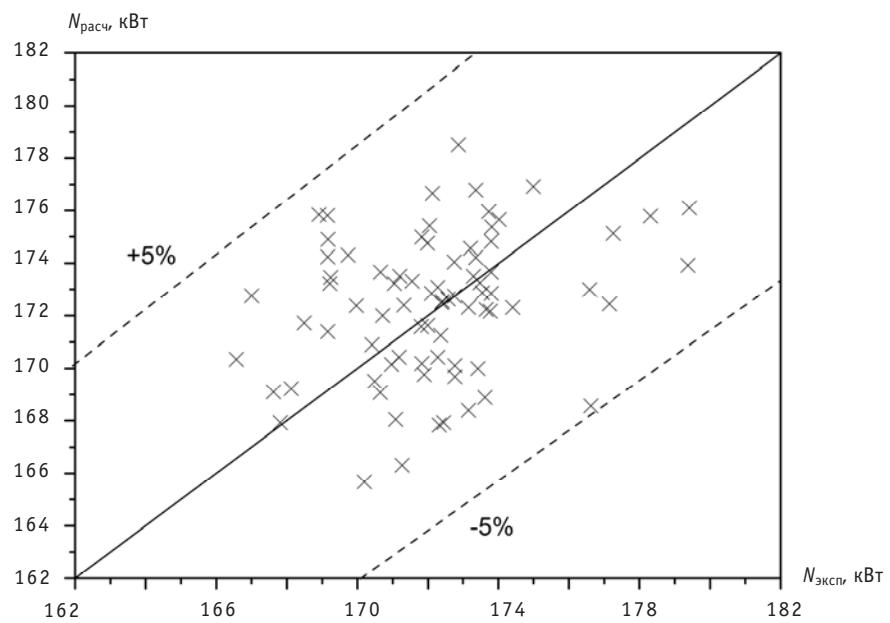


Рис. 7. Сравнение расчетной и экспериментальной величины конденсационной мощности модели ПГ в эксперименте 126/1

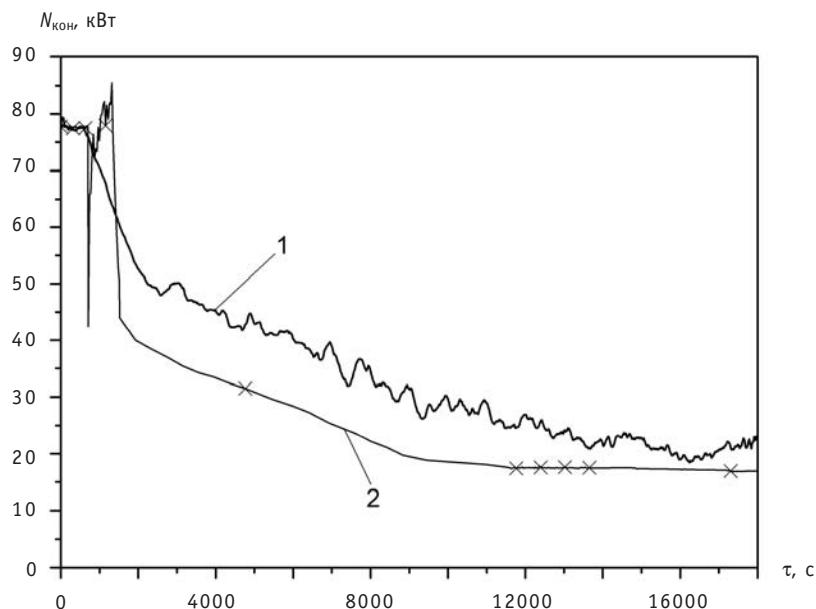


Рис. 8. Сравнение расчетной и экспериментальной величин конденсационной мощности в эксперименте 135: 1 – эксперимент; 2 – расчет

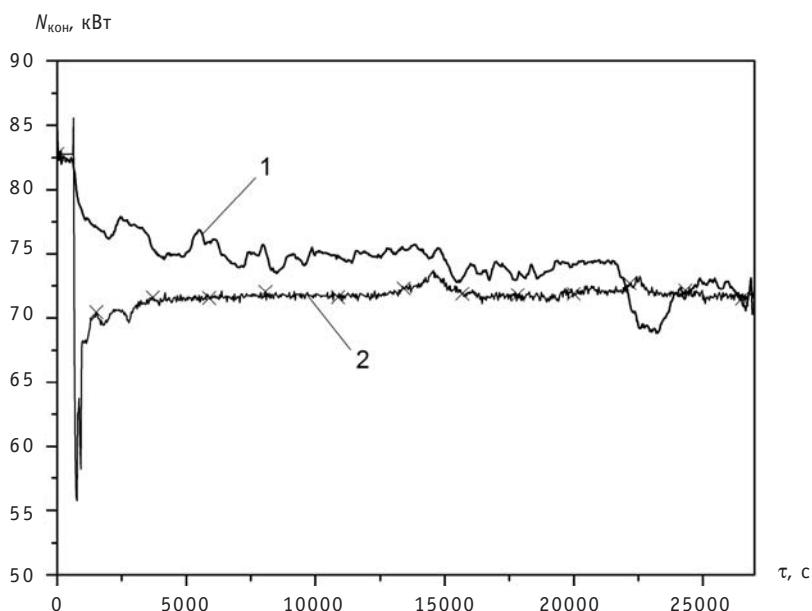


Рис. 9. Сравнение расчетной и экспериментальной величины конденсационной мощности в эксперименте 142: 1 – эксперимент; 2 – расчет

паром без неконденсирующихся газов. Как видно из графика, расхождение результатов не превышает 5%.

На рисунках 8 и 9 представлено сравнение расчетных и экспериментальных величин конденсационной мощности в динамических режимах (эксперименты 135 и 142) в случае подачи неконденсирующихся газов с различными концентрациями. Из рисунков видно удовлетворительное количественное и качественное совпадение результатов расчетов по коду КУПОЛ-М с экспериментальными данными.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. В ГНЦ РФ-ФЭИ выполнено расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии.
2. На стенде ГЕ2М-ПГ были выполнены эксперименты, которые позволили установить, что наличие неконденсирующегося газа в паре первого контура приводит к ухудшению теплообмена и значительному снижению конденсационной мощности ПГ на начальной стадии аварии.
3. Расчеты с помощью кода КУПОЛ-М показали, что математические модели, заложенные в код, позволяют моделировать процессы тепло- и массообмена при конденсации пара и парогазовой смеси в трубчатке модели парогенератора реактора ВВЭР при протекании запроектной аварий.

Работа выполнена при поддержке гранта Президента Российской Федерации МК-94.2010.8.

Литература

1. Коршунов А.С., Таранов Г.С. Использование пассивных технологий обеспечения безопасности в проекте НВАЭС-2. Пути совершенствования пассивных технологий для исключения тяжелых аварий//VI Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (М., 21-23 мая 2008 г.): Сб. трудов. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 2008. – С. 979-990.
2. Калякин С.Г., Ремизов О.В., Таранов Г.С. и др. Экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме//Международный конгресс по достижениям в области АЭС ICAPP 08 (8-12 июня 2008 г.): Сб. трудов. 1 электр. опт. диск (CD-ROM). – Анахайм, Калифорния, США, 2008.
3. Беркович В.М., Копытов И.И., Таранов Г.С. и др. Особенности проекта АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности//Теплоэнергетика. – 2005. – №1. – С.9-15.
4. Григорьев М.М., Плаксеев А.А., Подпорина Н.А. Мощностные характеристики системы пассивного отвода тепла АЭС с ВВЭР-1000 в зависимости от параметров среды в парогенераторе//VI Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (Подольск, 22-24 марта 2004 г.): Сб. докладов. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. 1 электр. опт. диск (CD-ROM).
5. Ефанов А.Д., Зайцев А.А., Лукьянов А.А. и др. Разработка контейнерного кода КУПОЛ-М в обоснование систем локализации аварий на АЭС с ВВЭР/X Международная конференция по ядерной технике ICONE10 (14-18 апреля 2002 г.): Сб. трудов. 1 электр. опт. диск (CD-ROM). – Арлингтон, США, 2002.

Поступила в редакцию 9.09.2010

МОДЕЛИРОВАНИЕ 3D-ТЕЧЕНИЯ CFD-КОДОМ OpenFOAM

А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян
ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск



Расчеты 3D-моделирования с использованием методов вычислительной гидродинамики выполнены для течения в цилиндре с закрытой вершиной. С использованием двух популярных моделей турбулентности проведено тестирование возможностей пакета программ OpenFOAM на основе сравнения с экспериментальными данными течения.

Ключевые слова: тестирование кода, теплофизическое моделирование, вычислительная гидродинамика, k - ε -модель турбулентности, k - ω -SST-модель турбулентности, RANS – осредненные по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса, OpenFOAM – пакет с открытым исходным кодом, решатель chtMultiRegionFoam.

Key words: test of code, thermal physic simulation, CFD (Computational Fluid Dynamic), k - ε -turbulence model, k - ω -SST-turbulence model, RANS, OpenFOAM open source package.

ОПИСАНИЕ ЗАДАЧИ

В настоящее время вычислительная гидродинамика (CFD) интенсивно развивается, и существует ряд сложившихся удачных реализаций. Интенсивно развиваются американские и европейские (NURESIM [1] Франция) исследовательские программы. Одной из актуальных задач для них является проблема доведения CFD-кодов до состояния, пригодного для использования в расчетах по обоснованию безопасности реакторных установок. Ожидается, что в течение ближайших лет CFD-коды дополнят возможности используемых сейчас кодов улучшенной оценки в расчетах по обоснованию безопасности реакторов.

В отличие от кодов улучшенной оценки, в которых опытные данные обобщаются в виде безразмерных коэффициентов теплоотдачи (чисел Нуссельта) и коэффициентов трения, экспериментальные данные в CFD-кодах обобщаются в виде моделей турбулентности с использованием механизма интерполяции опытных данных на базе дифференциальных уравнений.

Основной подход к численному описанию турбулентного переноса [3,4] основан на решении осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса (Reynolds-Averaged Navier-Stokes, RANS). Для уравнения осредненного турбулентного движения точность описания течений зависит от использования той или иной модели турбулентности.

Целью работы является оценка точности общего решения системы уравнений в зависимости от выбора модели турбулентности. Необходимо знать, насколько точно уравнения описывают природные явления, для чего решение задачи необ-

ходимо сравнить с опытными профилями. Необходимо проверить, правильно ли реализованы в программе эти уравнения, для чего сравниваются отклонения от опытных данных при решении разными авторами по своим программам.

Для реализации поставленной задачи был выбран эксперимент [5] с течением воздуха в осесимметричном тупике. Рассматриваемая расчетная область (рис. 1) представляет собой осесимметричный тупик в виде изолированного сверху цилиндра. В центральной части цилиндра внутри входной трубы специальным устройством создается поток с плоским профилем скорости. В верхней части образуется точка торможения и разворота потока. Выход осуществляется через кольцевой канал, в нижней части которого имеется выход в помещение с атмосферным давлением.

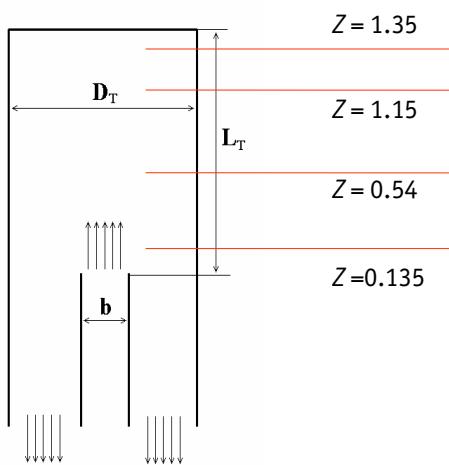


Рис. 1. Геометрия экспериментального устройства

В этом эксперименте реализовано сразу три типа физически различных течений: струйное течение с плоским профилем на входе, натекание на преграду с образованием точки торможения в верхней части цилиндра и внутреннее течение в выходном кольцевом канале. Поэтому следует ожидать разной точности описания в зависимости от типа течения. Для разных типов течений коды вычислительной гидродинамики дают различные погрешности, связанные с подбором коэффициентов и настройкой моделей турбулентности. Можно рассматривать три разных класса турбулентных течений с разной внутренней физикой – свободные сдвиговые течения (аэродинамические следы, затопленные струи...), ограниченные сдвиговые течения (пограничный слой, развитое течение в канале...) и натекание струи на преграду. Имеется противоречие. Для каждого из трех классов должны быть использованы различные коэффициенты моделей турбулентности для их точного описания. Но для универсальности моделей коэффициенты желательно подбирать так, чтобы уметь моделировать задачи всех трех классов. Исходя из потребностей практики точность описания первых двух классов в «стандартных» моделях турбулентности выше. Поэтому натекание струи на преграду (в точке торможения потока координата $Z=1.4$) со стандартными значениями коэффициентов моделируется удовлетворительно.

3D-моделирование воздушного потока выполнялось при помощи открытого пакета OpenFOAM [2]. Для оценки влияния выбора модели турбулентности на профили вертикальной компоненты скорости были выбраны две модели турбулентности: $k-\varepsilon$ -модель, которая длительное время являлась фактическим промышлен-

ным стандартом, и претендующая на роль современного стандарта $k-\varepsilon$ -SST-модель турбулентности.

Средняя скорость воздуха в эксперименте на входе (через трубу b) $U = 10,0$ м/с. Отношения характерных безразмерных габаритных размеров задачи $Z_{\max} = L_T/D_T = 1.4$; $b/D_T = 0.27$.

Рассматривались установившееся турбулентное течение и теплообмен. Поскольку теплоносителем является воздух, то среда полагается вязкой и сжимаемой. Использовавшаяся система уравнений сохранения массы, импульса и энергии имеет следующий вид.

Уравнение сохранения массы

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_i) = 0. \quad (1)$$

Уравнение сохранения импульса векторное решается в виде трех скалярных уравнений для проекций скорости:

$$\frac{\partial(\rho u_i)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_j \cdot u_i) = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(\mu + \mu^T) \frac{\partial u_i}{\partial x_j} \right] + \rho \cdot g_i. \quad (2)$$

Уравнение сохранения энергии

$$\frac{\partial(\rho \cdot C_p T)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho u_j \cdot C_p T) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(\lambda + \lambda^T) \frac{\partial T}{\partial x_j} \right]. \quad (3)$$

Связь с двухпараметрической $k-\varepsilon$ -моделью турбулентности дает формула Колмогорова

$$v^T = C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon}. \quad (4)$$

Для $k-\omega$ -SST-модели вместо формулы (4) используется соотношение $v^T = \frac{k}{\omega}$, полученное на ее основе.

С учетом связи между динамической и кинематической вязкостью $\mu = \rho v$ и $\mu^T = \rho v^T$ записывается безразмерный профиль турбулентной вязкости:

$$\frac{\mu^T}{\mu} = \frac{v^T}{v} = C_\mu \frac{k^2}{\nu \varepsilon}. \quad (5)$$

Для описания профиля турбулентной теплопроводности используются безразмерные профили турбулентной вязкости (5); при этом расчет коэффициентов теплопроводности ведется по соотношениям

$$(\lambda + \lambda^T) = \lambda \left[1 + \left(\frac{\mu^T}{\mu} \right) \left(\frac{Pr}{Pr^T} \right) \right]. \quad (6)$$

Уравнение состояния включает в себя зависимость между основными параметрами состояния: давлением P , плотностью ρ и температурой T . Условно представим уравнение состояния в виде

$$\rho = \rho(P, T). \quad (7)$$

Для усредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса необходимо выбрать модель турбулентности и задать начальные и граничные условия. Начальное давление было задано во всей области равным атмосферному давлению 10^5 Па на всех границах, кроме входа, где в качестве граничного условия использовалась нулевая производная давления. Скорость на входе в эксперименте задавалась равной

10 м/с, а на выходе использовалось условие равенства производных скорости и температуры нулю (условия стабилизации течения). Начальная температура задавалась постоянной и равной температуре входа; стенки принимались адиабатными.

МОДЕЛИ ТУРБУЛЕНТНОСТИ

Моделирование турбулентности является ключевым вопросом при использовании методов вычислительной гидродинамики (CFD). Все практически значимые инженерные приложения основаны на использовании моделей турбулентности. CFD-коды предлагают пользователю широкий выбор моделей турбулентности, из которых необходимо сделать выбор. В открытом пакете OpenFOAM реализовано более десятка таких моделей. Модели турбулентности ограничены имеющимся экспериментальным материалом и являются обобщением, основанным на разных математических способах оптимизации коэффициентов уравнений турбулентности. Краткий обзор моделей турбулентности имеется, например, в работах [3,4].

В области механики жидкости и газа имеется ряд классических монографий и работ, в которых изложены современные представления о турбулентности и методах решения классических и прикладных задач, об этом писали (в историческом порядке) Колмогоров А.Н. [8], Лойцянский Л.Г. [10], Кочин Н.Е., Кибель И.А. [7], Монин А.С., Яглом А.М. [9], Седов Л.И. [11], Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М. [12], Лапин Ю.В. [6], Повх И.Л. [13], Шлихтинг Г. [14], Белоцерковский О.М. [15], Лятышев В.М. [16], Рейнольдс А.Дж. [17], Фрост У. [18] и т.д.

Наиболее широко используются модели второго порядка, в которой турбулентная вязкость определяется из двух дифференциальных уравнений. В расчетах использовались две модели турбулентности, ставшие индустриальным стандартом и широко применяемые в практике вычислений: $k-\varepsilon$ -, $k-\omega$ -SST.

Транспортные уравнения для стандартной $k-\varepsilon$ -модели

Уравнение для кинетической энергии турбулентности k

$$\frac{\partial(\rho k)}{\partial \tau} + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho u_i k) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu^T}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + P_k + G_k - \rho \cdot \varepsilon. \quad (8)$$

Уравнение для скорости диссипации ε

$$\frac{\partial(\rho \varepsilon)}{\partial \tau} + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho u_i \varepsilon) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu^T}{\sigma_\varepsilon} \right) \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_j} \right] + C_{1\varepsilon} \rho \cdot \frac{\varepsilon}{k} (P_k + G_k - C_{3\varepsilon} G_k) - C_{2\varepsilon} \rho \frac{\varepsilon^2}{k}. \quad (9)$$

Формула Колмогорова (4) дает связь с турбулентной вязкостью.

P_k – компонент производства (Production), генерации турбулентности, кратко записываемый для 3D-моделей в тензорной записи:

$$P_k = -\rho \overline{u_i u_j} \frac{\partial u_j}{\partial x_i}, \text{ где } -\overline{u_i u_j} = \nu^T \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} k \delta_{ij}. \quad (10)$$

Второе уравнение определяет составляющие тензора напряжений в турбулентном потоке (здесь δ_{ij} – символ Кронекера).

Эффект плавучести описывается компонентой

$$G_k = \beta g_i \frac{\mu^T}{Pr^T} \frac{\partial T}{\partial x_i}, \quad (11)$$

где g_i – проекция вектора ускорения свободного падения; β – коэффициент теплового расширения, равный

$$\beta = -\frac{1}{\rho} \left(\frac{\partial \rho}{\partial T} \right)_p. \quad (12)$$

Константы модели $C_{1\varepsilon} = 1.44$, $C_{2\varepsilon} = 1.92$, $C_\mu = 1.44$, $\sigma_k = 1.0$, $\sigma_\varepsilon = 1.3$, $C_{3\varepsilon} = 1$. В ядре потока задается $Pr_T = 0.85$, а в пристенном слое $Pr_T = 1$.

Для дифференциальных уравнений модели турбулентности необходимо задавать физические граничные условия. Для стандартной k - ε -модели турбулентности энергия диссипации зависит от характерного размера масштаба турбулентности l , который оценивался как гидравлический диаметр. Оценка входной величины k [m^2/c^2] выполнялась для изотропной турбулентности при равенстве пульсационных компонент динамической скорости:

$$k = \frac{3}{2} v_*^2 \quad (13)$$

Оценка для ε [m^2/c^3] при известном k следует из модели при равенстве генерации и диссипации турбулентности:

$$\varepsilon = \frac{C_\mu^{3/4} k^{3/2}}{0,2l}. \quad (14)$$

Точность численного решения при использовании CFD-подхода зависит правильности построения сетки, корректности задания граничных условий, но наиболее существенно от выбранной модели турбулентности и ее возможностей.

k - ε -модель основана на использовании двух транспортных дифференциальных уравнений для расчета кинетической энергии турбулентности k и скорости ее диссипации ε . Эта модель стабильна, не требует значительных вычислительных ресурсов и долгое время была промышленным стандартом. Она хорошо зарекомендовала себя при расчете внутренних течений, но возникают проблемы при расчете течений с большими градиентами давлений или наличии отрыва потока. Начало отрыва определяется слишком поздно и размеры отрывных течений слишком малы по размеру.

k - ω -модель дает более точные результаты, чем k - ε -модель для отрывных течений вблизи стенки. Это достигается тем, что при расчетах диссипации ε используется турбулентная частота ω [1/c]:

$$\omega = \frac{\varepsilon}{C_\mu k}. \quad (15)$$

Это дает для тонкого пограничного слоя более точный результат при расчете отрывных течений. При расчете внутренних течений k - ω -модель уступает в точности k - ε -модели.

По этой причине была разработана **k - ω -SST-модель**. Она объединяет в себе лучшие стороны k - ω -модели вблизи стенки и хорошие свойства k - ε -модели в остальном потоке. Тем самым модель дает хорошие результаты как при расчете отрыва потока, так и при больших градиентах давления. К тому же эта модель оказалась надежной и нетребовательной к вычислительным ресурсам. В ней при итерационном уточнении решения ошибки округления в решении накапливаются мень-

ше при использовании линейной формулы $v^T = \frac{k}{\omega}$, чем для квадратичной форму-

лы $v^T = C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon}$ Колмогорова.

k - ω -SST-модель – новый промышленный стандарт, дающий очень хорошие ре-

зультаты даже при расчетах таких явлений, как отрыв потока при вдувании в со-плах потока воздуха в погранслой или при расчете процессов турбулентной теп-лопередачи.

Транспортные уравнения для k - ω -SST-модели в тензорной записи

Турбулентная вязкость моделируется формулой

$$v^T = \frac{\alpha_1 k}{\max(\alpha_1 \omega, S F_2)} . \quad (16)$$

Уравнение для турбулентной кинетической энергии k

$$\frac{\partial k}{\partial \tau} + U_j \frac{\partial k}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(v + \sigma_k v^T) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + P_k - \beta^* k \omega . \quad (17)$$

Уравнение для удельной скорости диссипации ω

$$\frac{\partial \omega}{\partial \tau} + U_j \frac{\partial \omega}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(v + \sigma_\omega v^T) \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right] + \alpha S^2 - \beta \omega^2 + 2(1 - F_1) \sigma_{\omega 2} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_i} \frac{\partial \omega}{\partial x_i} . \quad (18)$$

Дополнительные соотношения модели:

$$F_2 = \tanh \left[\left[\max \left(\frac{2\sqrt{k}}{\beta^* \omega y}, \frac{500v}{y^2 \omega} \right) \right]^2 \right]; \quad P_k = \min \left(\tau_{ij} \frac{\partial U_i}{\partial x_j}, 10\beta^* k \omega \right);$$

$$F_1 = \tanh \left\{ \left\{ \min \left[\max \left(\frac{\sqrt{k}}{\beta^* \omega y}, \frac{500v}{y^2 \omega} \right), \frac{4\sigma_{\omega 2} k}{CD_{k\omega} y^2} \right] \right\}^4 \right\};$$

$$CD_{k\omega} = \max \left(2\rho \sigma_{\omega 2} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_i} \frac{\partial \omega}{\partial x_i}, 10^{-10} \right);$$

$$\varphi = \varphi_1 F_1 + \varphi_2 (1 - F_1).$$

Коэффициенты системы уравнений:

$$\alpha_1 = \frac{5}{9}, \quad \alpha_2 = 0.44, \quad \beta_1 = \frac{3}{10}, \quad \beta_2 = 0.0828, \quad \beta^* = \frac{9}{10}, \quad \sigma_{k1} = 0.85, \quad \sigma_{k2} = 1, \quad \sigma_{\omega 1} = 0.5, \\ \sigma_{\omega 2} = 0.856.$$

Для дифференциальных уравнений модели турбулентности физические граничные условия на входе рассчитывались по формулам (13)–(15).

Сетка генерировалась утилитой `blockMesh` со сгущением шага в сторону области торможения потока, и содержит свыше двух с половиной миллионов ячеек. На рисунке 2 показана использованная расчетная сетка в разных ракурсах.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Для тестирования кодов имеется ряд теплогидравлических задач, для которых накоплен большой по объему и разнообразный по содержанию экспериментальный и теоретический материал. Из-за разной физики турбулентности различают задачи внешнего обтекания тел и внутреннего течения в каналах. Так как течение в реакторе относится к задачам внутреннего течения, будем выбирать тесты для такого класса течений. Для доказательства достоверности решений при использовании выбранного пакета OpenFOAM [2] приводится решение задачи внутреннего течения в осесимметричном тупике.

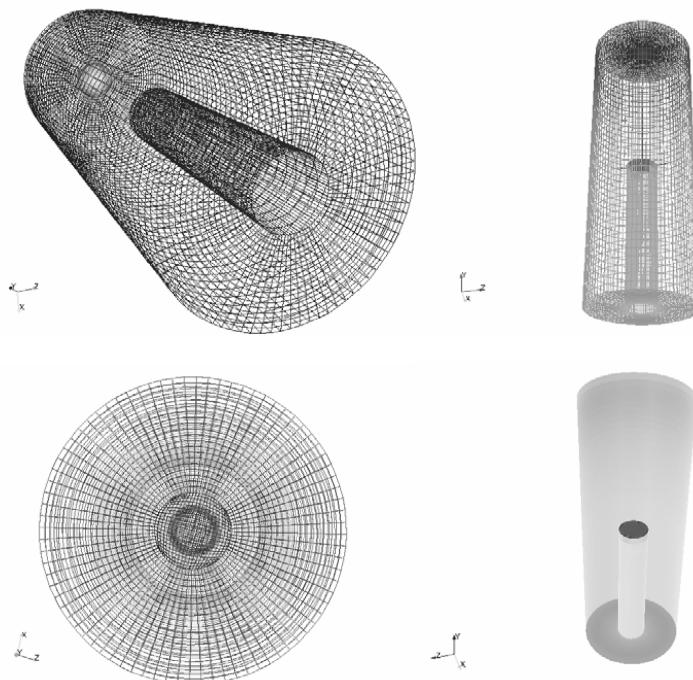


Рис. 2. Структурированные части расчетной сетки, полученные с использованием постпроцессора. Расчетная геометрия экспериментального устройства

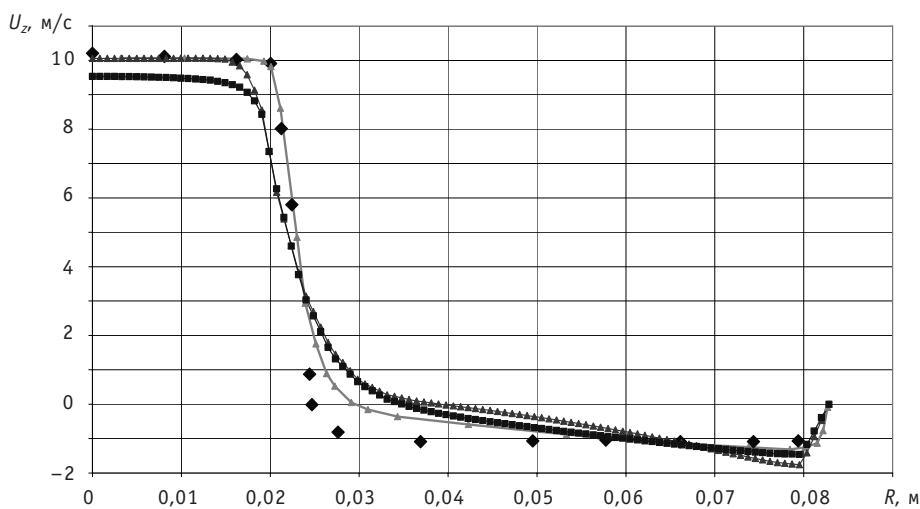


Рис. 3. Сравнение экспериментального (◆) распределения вертикальной осевой скорости на отметке $Z = 0,135$ с расчетами Артемьева (Δ) и авторскими расчетами по $k\text{-}\epsilon$ - (■) и $k\text{-}\omega$ -SST-моделям (\blacktriangle) турбулентности

На рисунках 3–6 представлены решения при расчете полей после 10 секунд физического расчета стационарного поля, полученного путем решения нестационарной задачи методом установления после 10^6 расчетных шагов. Расчет выполнялся параллельно на четырех ядрах.

Экспериментальные данные по профилям вертикальной компоненты скорости, полученные для четырех высотных отметок (показанных на рис. 1), сравниваются на рисунках 3–6 с опытными данными, расчетами Артемьева В.К. [21] и двумя вариантами расчетов авторов для двух моделей турбулентности. Были выбраны

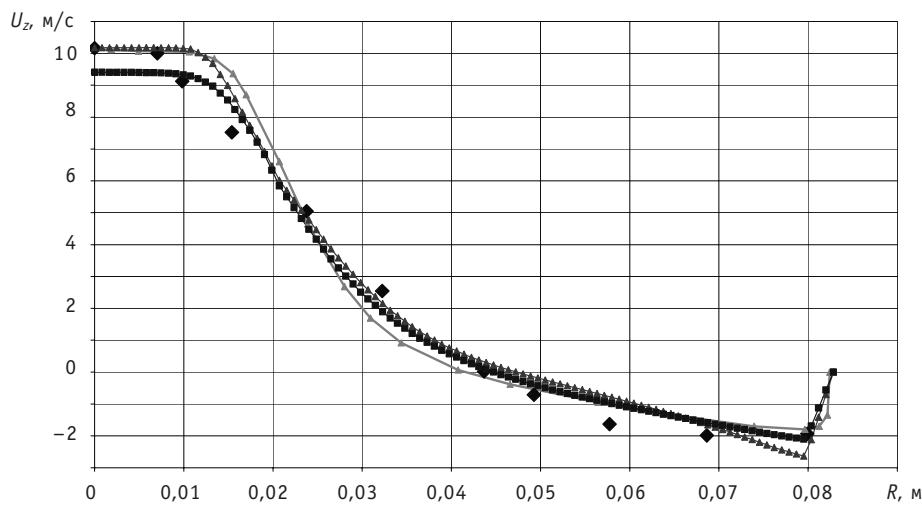


Рис. 4. Сравнение экспериментального (◆) распределения вертикальной размерной осевой скорости на отметке $Z = 0,54$ с расчетами Артемьева (Δ) и авторскими расчетами по k - ε - (■) и k - ω -SST-моделям (\blacktriangle) турбулентности

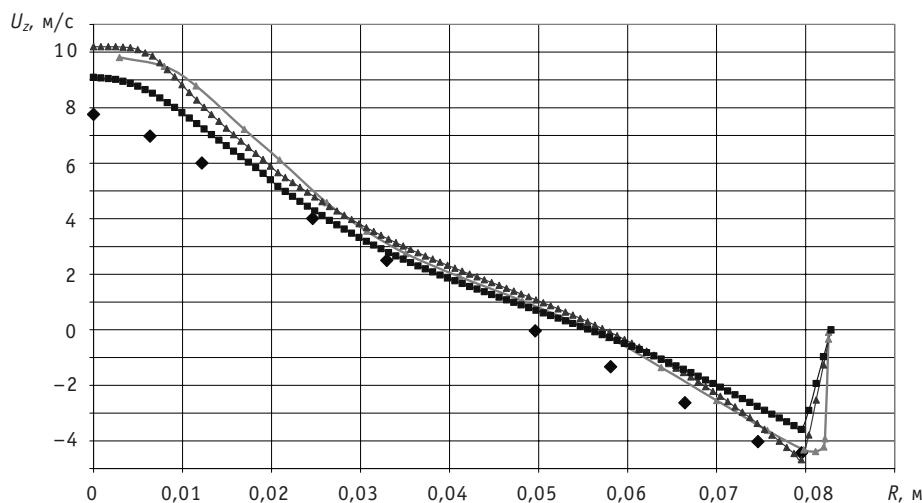


Рис. 5. Сравнение экспериментального (◆) распределения вертикальной размерной осевой скорости на отметке $Z = 1,15$ с расчетами Артемьева (Δ) и авторскими расчетами по k - ε - (■) и k - ω -SST-моделям (\blacktriangle) турбулентности

ны реализованные в OpenFOAM [2] стандартная k - ε -модель турбулентности (аналогично работе [21]) и k - ω -SST-модель.

Результаты тестирования показывают, что две модели турбулентности, реализованные в пакете OpenFOAM, неплохо описывают эксперимент. Отклонения в расчетах соответствуют современным описательным возможностям метода. Результаты, полученные разными кодами с использованием одинаковой модели турбулентности, дают близкие результаты и похожие отклонения от эксперимента. Это означает, что математическая модель реализована правильно, так как получены близкие результаты при сравнении с расчетами по другой программе, в которой реализована аналогичная модель. В точке торможения описание экспериментов удовлетворительное. Для этой области можно рекомендовать выбор специальной версии k - ω -SST-модели турбулентности, позволяющей значительно повысить точность описания такого класса течений.

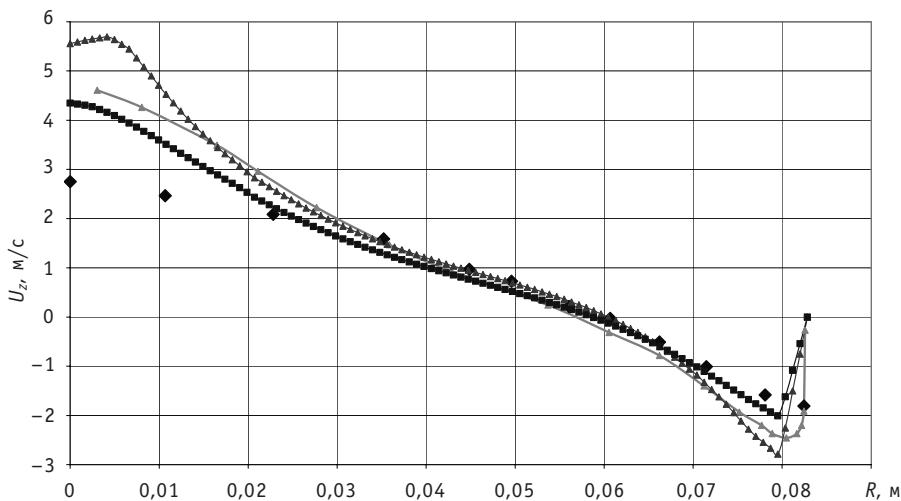


Рис. 6. Сравнение экспериментального (◆) распределения вертикальной размерной осевой скорости на отметке $Z = 1,35$ с расчетами Артемьева (△) и авторскими расчетами по k - ε - (■) и k - ω -SST-моделям (▲) турбулентности

ВЫВОДЫ

Для расчетов использовался решатель `chtMultiRegionFoam`, который после введенных модификаций получил имя `vagChtMultiRegionFoam`. Практическая значимость работы заключается в подтверждении возможности модификации и использования пакета `OpenFOAM` [2] для расчета задач вычислительной гидродинамики и сопряженного теплообмена.

Выполненный обзор моделей турбулентности позволил авторам остановиться на двух, являющихся фактическими промышленными стандартами, моделях турбулентности: стандартной k - ε -модели и k - ω -SST-модели, позволяющих замкнуть для усредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса (RANS подход) систему уравнений сохранения.

Из представленного выше сравнения видно, что экспериментальные данные описываются удовлетворительно. Заметного преимущества в точности описания эксперимента ни одна из моделей не имеет. Отклонения в решении опытных данных и расчетов по разным моделям (включая независимый код) и разным программам аналогичны, что подтверждает корректность реализации моделей в выбранном пакете программ.

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

ν – кинематическая вязкость [$\text{м}^2/\text{с}$]; ρ – плотность [$\text{кг}/\text{м}^3$]; C_p – удельная изобарная теплоемкость [$\text{Дж}/(\text{кг}\cdot\text{К})$]; λ – коэффициент теплопроводности [$\text{Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$];

$a = \frac{\lambda}{\rho C_p}$ – удельная температуропроводность [$\text{м}^2/\text{с}$]; $Pr = \frac{\nu}{a}$ – число Прандтля; μ – динамическая вязкость [$\text{Па}\cdot\text{с}$]; μ^T – турбулентная динамическая вязкость [$\text{Па}\cdot\text{с}$];

ν^T – турбулентная кинематическая вязкость [$\text{м}^2/\text{с}$]; $a^T = \frac{\lambda^T}{\rho C_p}$ – турбулентная температуропроводность [$\text{м}^2/\text{с}$]; $Pr^T = \frac{\nu^T}{a^T}$ – турбулентное число Прандтля; λ^T – турбулентная теплопроводность [$\text{Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$]; k – кинетическая энергия турбулентнос-

ти [m^2/c^2]; u_i – компоненты вектора скорости \mathbf{U} в декартовой системе координат [m/c]; ε – скорость диссипации кинетической энергии турбулентности [m^2/c^3]; P – давление [Па]; g_i – проекция на ось i координат ускорения свободного падения [m/c^2]; CFD – вычислительная гидродинамика (Computational Fluid Dynamic); RANS – осредненные по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса (Reynolds-Averaged Navier-Stokes); OpenFOAM – Open source File Operation And Manipulation – пакет с открытым исходным кодом; SST – Shear-Stress-Transport.

Литература

1. Dominique Bestion and Antoine Guelfi/Status and perspective of two-phase flow modeling in the NEPTUNE Multiscale thermal-hydraulic platform for nuclear reactor simulation//Nuclear Engineering and Technology. – 2005. – V. 37. – № 6. – P. 511- 524.
2. OpenFOAM – www.opencfd.co.uk (дата обращения: 24.06.2010)
3. Белов И.А. Моделирование турбулентных течений: Учебное пособие/И.А. Белов, С.А. Исаев. – СПб.: Изд. Балт. гос. техн. ун-та (БГТУ) ВОЕНМЕХ, 2001. – 108 с.
4. Белов И.А. Модели турбулентности: Учебное пособие/И.А. Белов. – СПб.: ЛМИ, 1986. -100 с.
5. Гнатюк В.В., Гнатюк Г.Я., Ярин Л.П. Исследование структуры течения в осесимметричном тупике//Изв. АН СССР. МЖГ. – 1997. – №2. – С. 16-23.
6. Лапин Ю.В. Алгебраические модели турбулентности для пристенных канонических течений (немного истории и некоторые новые результаты)/Ю.В. Лапин, А.В. Гарбарук, М.Х. Стрелец//Научно технические ведомости. – СПб: Изд-во Политехнического ун-та, 2004. – № 2 (36). – С. 81-95.
7. Кочин Н.Е. Теоретическая гидромеханика. Т. 1/Н.Е. Кочин, И.А. Кибель, Н.В. Розе. – М.: Физматгиз, 1963.
8. Колмогоров А.Н. Локальная структура турбулентности в несжимаемой жидкости при очень больших числах Рейнольдса/А.Н. Колмогоров/ Докл. АН СССР. – 1941. – Т. 30. – № 4. – С. 299.
9. Монин А.С. Статистическая гидромеханика. Т. 1/А.С. Монин, А.М. Яглом. – М.: Наука, 1965.
10. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа. Изд. 6-е/Л.Г. Лойцянский. – М.: Наука, 1970. – 904 с.
11. Седов Л.И. Механика сплошной среды. Т. 1-2/Л.И. Седов. – М.: Наука, 1970.
12. Ландау Л.Д. Теоретическая физика: Учебное пособие в 10 тт./Л.Д. Ландау, Е.М. Лифшиц. – М.: Наука, 1986.
13. Повх И.Л. Техническая гидромеханика. 2-е изд., доп. – Л.: Машиностроение (Ленингр. отделение), 1976. – 504 с.
14. Шлихтинг Г. Теория пограничного слоя. – М.: Наука, 1974. – 711 с.
15. Белоцерковский О.М. Прямое численное моделирование переходных течений газа и задач турбулентности/В кн.: Механика турбулентных потоков. – М.: Наука, 1980.
16. Ляйтхер В.М., Прудовский А.М. Гидравлическое моделирование. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 392 с.
17. Рейнольдс А.Дж. Турбулентные течения в инженерных приложениях/А.Дж. Рейнольдс. – М.: Энергия, 1979. – 408 с.
18. Турбулентность. Принципы и применения/Под ред. У. Фроста, Т. Моулдена. – М.: Мир, 1980. – 536 с.
19. Волков К.Н. Внутренние турбулентные течения газовзвеси в энергетических установках: дис. ... д-ра физ.-мат. наук : 01.02.05 Санкт-Петербург, 2006 298 с. РГБ ОД, 71:07-1/221.
20. www.os-cfd.ru (дата обращения: 24.06.2010).
21. Артемьев В.К. Развитие численных методов решения задач динамики вязкой жидкости: дис. ... канд. физ.-мат. наук 05.13.18 Обнинск 1997.

Поступила в редакцию 25.06.2010

РАСЧЕТ CFD-МЕТОДОМ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ ПРЯМОУГОЛЬНОГО КАНАЛА ПРИ ИЗМЕНЕНИИ РАССТОЯНИЯ МЕЖДУ ПЕРЕГОРОДКАМИ

А.А. Казанцев*, А.С. Кондратьев, Ю.Д. Левченко****

*ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

**ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г. Обнинск



В теплофизике реакторов актуальной является задача совместного использования «кодов лучшей оценки» (TRAC, RELAP5) и кодов вычислительной гидродинамики (CFD-кодов). В работе в качестве CFD-кода использовался пакет программ OpenFOAM [1]. Для группы «кодов лучшей оценки», основного современного расчетного инструмента, необходимо задавать коэффициенты гидравлического сопротивления, получаемые экспериментально. Современные CFD-коды способны получать эти коэффициенты сами в результате «численных экспериментов». Данное свойство очень важно для контуров реакторов, в которых на длине в несколько десятков гидравлических диаметров расположены местные гидравлические сопротивления, нелинейно влияющие друг на друга. Это приводит к значительной погрешности проектных расчетов перепада давления по первому контуру.

Для проверки применимости CFD-метода выполнено сравнение с опытными данными. Вариантные расчеты выполнялись для прямоугольного канала с перегородками с переменным шагом – от минимального до интервала превышающего длину гидродинамической стабилизации. Результаты расчетов с приемлемой для практики точностью совпали с экспериментом.

Ключевые слова: вычислительная гидродинамика, OpenFOAM – пакет с открытым исходным кодом, k - ϵ -модель турбулентности, верификация, типовые ошибки.

Key words: CFD- (Computational Fluid Dynamic), OpenFOAM (Open source file operation and manipulation), k - ϵ -turbulence model, verification, typical mistakes.

В энергетической программе России предусматривается создание новых типов реакторов с водо-водяными и жидкокометаллическими теплоносителями. Задача получения гидравлического сопротивления при проектировании первых контуров реакторов с заданной точностью является актуальной. Однако многолетняя практика проектирования показала, что принципиально невозможно получить с требуемой точностью сопротивление первого контура при использовании ручных

инженерных методов расчета или при использовании «кодов лучшей оценки», основанных на представлении сопротивления контура в виде суммы последовательных сопротивлений, получаемых из справочников по гидравлическим сопротивлениям. Все новые проекты имели погрешности более сотни процентов независимо от предыдущего опыта проектантов. Причина заключается в том, что хотя каждое отдельное сопротивление рассчитывается с точностью менее 10%, взаимное влияние группы рядом расположенных сопротивлений контура можно учесть либо экспериментально на гидромодели всего контура, что слишком дорого, либо методами вычислительной гидродинамики. Поэтому во всех новых проектах в мире [2] поставлена научная проблема перехода к кодам вычислительной гидродинамики (CFD-кодам) при сохранении использования «кодов лучшей оценки» (TRAC, TRACE, RELAP5, KOPCAP) для обоснования безопасности ЯЭУ.

Целью работы являлось проведение верификации расчетного CFD-аппарата с помощью экспериментальных данных. В справочных рекомендациях накоплен большой объем исследований, но невозможно получить и представить информацию о взаимном влиянии местных гидравлических сопротивлений из-за большого разнообразия практически возможных случаев. В настоящее время имеется надежда, что CFD-подход позволит выполнить поставленную задачу. Этот подход гибок и позволяет выполнять моделирование на воздухе, воде и жидких металлах при использовании моделей турбулентности.

В работе исследовалась возможность учитывать взаимное сопротивление путем применения *CFD-пакета программ OpenFOAM* [1]. Для гладкого прямоугольного канала проведено сравнение расчетного и опытного профилей скорости в турбулентном потоке воздуха [3]. Вариантные расчеты выполнялись для прямоугольного канала с расположенными по длине поперечными перегородками. Для двух вариантов геометрии из трех перегородок в канале расчеты гидравлических потерь давления были проведены во всем диапазоне расстояний между перегородками – от минимального до интервала, превышающего длину гидродинамической стабилизации потока жидкости. Результаты расчетов и опытов совпали с приемлемой для практики точностью.

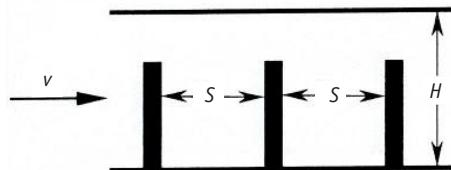
Выполнялись расчеты серии задач для гладкого канала прямоугольного сечения 42×80 мм с двумя наборами поперечных перегородок. Интервалы расположения между тремя последовательно расположенными перегородками менялись от минимального (1 мм) до превышающего длину стабилизации. При максимальных расстояниях между перегородками получены расчетные результаты, которые совпали с опытными данными по сопротивлениям суммы трех одиночных сопротивлений с точностью до экспериментальных погрешностей.

На рисунке 1 показана схема двух вариантов расположения перегородок S3 и LS3 в прямолинейном гидравлически гладком канале прямоугольного сечения 42×80 мм. Размеры сечения перегородок, представленные на рисунке, равнялись 6×26,7 мм. Длина перегородки равнялась $80^{-0,2}$ мм.

На рисунке 2 представлены расчетные сетки геометрии каналов для двух серий экспериментов. Варианты S3 и LS3 являются системами плохообтекаемых тел. Каждая из перегородок является местным гидравлическим сопротивлением. Гидравлические потери давления на длине всего участка канала зависят от шага расположения перегородок, т.е. от степени взаимного влияния перегородок. На рисунке 1 в табличной форме представлены опытные данные [3] для коэффициентов сопротивления каждого из вариантов.

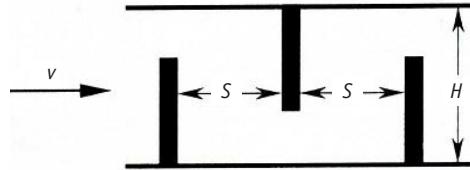
На рисунке 3 приведено сравнение расчетов с экспериментом при изменении коэффициентов гидравлического сопротивления участков канала с тремя высту-

Вариант S3



$S, \text{мм}$	$\zeta_{1,2}$	$S, \text{мм}$	$\zeta_{1,2}$
0	12,17	104	23,17
4	9,98	144	29,63
11	9,24	194	37,64
14	9,10	244	42,55
24	9,6	289	43,47
34	10,59	334	43,53
51	14,74	404	43,85
74	18,73	474	43,81

Вариант LS3



$S, \text{мм}$	$\zeta_{1,2}$	$S, \text{мм}$	$\zeta_{1,2}$
6	128,84	144	50,37
12	92,81	184	46,86
19	90,66	234	44,08
32	82,41	244	42,63
44	78,19	329	41,98
54	74,77	394	42,50
69	71,67	474	42,52
94	61,66	—	—

Рис. 1. Схемы двух вариантов геометрии канала прямоугольного сечения при двух вариантах расположения перегородок S3 и LS3, опыты [3]. Таблично приведены линейные размеры шагов и значения коэффициентов гидравлического сопротивления

пами по схемам расположения S3 и LS3. Расчеты перепадов давления на длине участков канала с выступами были проведены для $Re=40000$. Численные значения опытных и расчетных результатов при дискретных величинах шагов между выступами « s » даны выше.

Отметим, что при организации течения жидкости по лабиринту (вариант LS3) результаты расчетов отличались от опытных не более чем на 12%. Для варианта S3 расчет описывает немонотонное экспериментальное изменение зависимости $\zeta = f(s)$, наблюдающееся при малых значениях шага между перегородками.

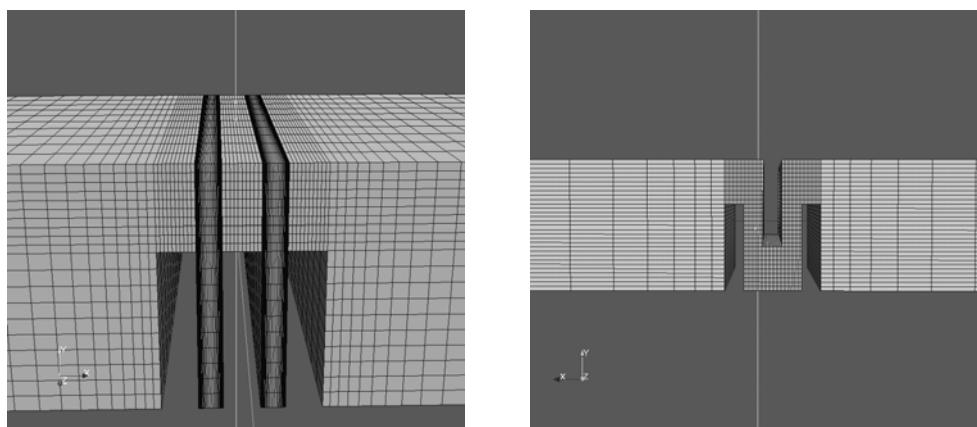


Рис. 2. Расчетные сетки двух вариантов геометрии S3 и LS3 расположения перегородок, использованные для расчетов гидравлического сопротивления в прямоугольном канале

С помощью перегородок в канале прямоугольного сечения также формировалась геометрия проточной части с принципиально трехмерным течением жидкости (рис. 4). Выступы устанавливались последовательно у нижней, боковой и верхней поверхностей. Каждым выступом перекрывалось одинаковое проходное сечение канала. Совпадение результатов расчетов и опытов авторы настоящей работы считали удовлетворительным.

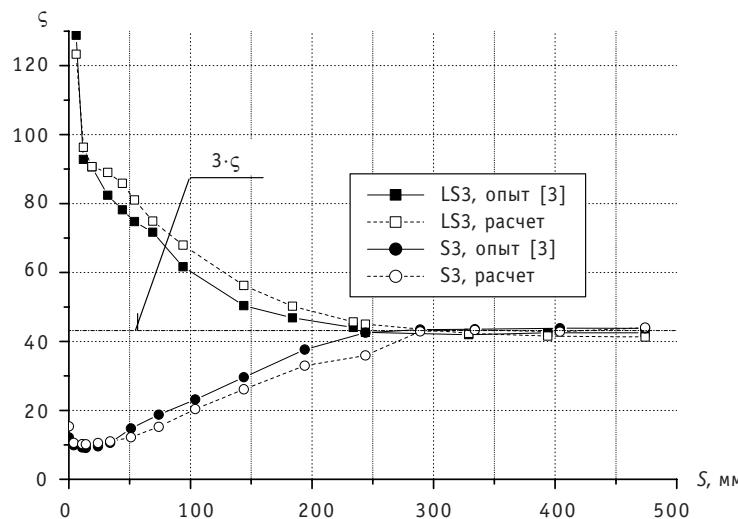


Рис. 3. Изменения коэффициентов местного гидравлического сопротивления для двух вариантов каналов S3 и LS3 с различным шагом расположения перегородок в прямоугольном канале. $Re=40\,000$

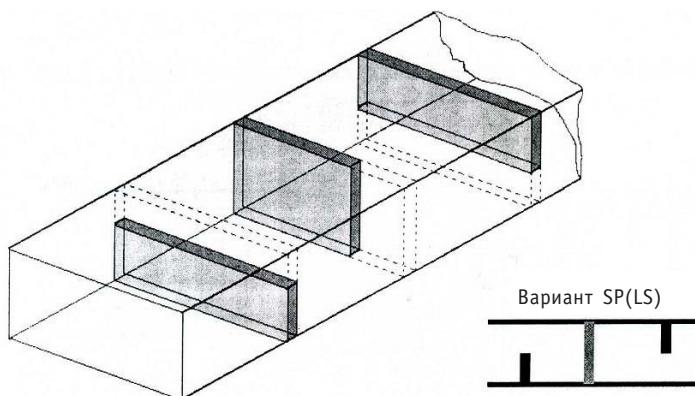


Рис. 4. Схема расположения прямоугольных перегородок в экспериментальном канале по схеме SP(LS) для расчетов по OpenFOAM

При выполнении работы возникал вопрос: какова работоспособность кода при отсутствии заранее полученных опытных данных, т.е. проверка достижения расчетных результатов «вслепую». Идеальный код должен не только воспроизводить результаты известных экспериментальных задач, но и получать новые результаты в известных рамках допустимого для него круга задач.

Для исключения «влияния пользователя» и обеспечения достоверности результатов необходимо исключить известные типовые вычислительные ошибки. Существует пять «типовых ошибок» при использовании кодов. Невозможно получить удовлетворительные результаты кода, если допущены следующие серьезные ошибки.

1. Выбраны слишком большие размеры ячеек или шагов по времени. В результатах расчетов не устраняется влияние разбиения сетки.

Методика оценки погрешности заключалась в сравнении решений при размельчении сетки. Повышение точности достигалось за счет введения неравномерной сетки. Измельчение сетки производилось там, где имелись значительные градиенты скорости. Ограничением является кубический рост времени счета в зависимости от числа узлов сетки, поскольку основную часть времени забирает метод Га-

усса, имеющий кубическую зависимость времени счета от числа расчетных узлов. При этом измельчение размера ячеек приводит к падению шага по времени, определяемому критерием устойчивости Куранта.

2. Выбор критериев сходимости для нелинейного итерационного решения для системы уравнений без достаточного обоснования. Критерии сходимости являются слишком грубыми.

Условие обеспечивалось выбором различных критериев сходимости и анализом чувствительности их влияния на решение. Задавались разное число итераций и величина критериев достижения точности (невязки) для разных переменных.

3. Программные ошибки в машинном коде.

Для получения достоверных результатов сначала решался ряд тестовых задач на выбранном решателе, чтобы убедиться в его работоспособности и понять, что он может считать. Лучший выход – тестирование на решениях аналитических задач, на которых можно проверить влияние неравномерности сетки. Перед серийными расчетами авторы провели решение системы дифференциальных уравнений на тестовой задаче, для которой известен аналитический ответ. Особое внимание уделялось проверке отсутствия ложных источников массы и импульса.

4. Ошибки в задании исходных данных для моделирования эксперимента.

Идеальных экспериментальных данных никогда не бывает – данные часто противоречивы, берутся по экспертным оценкам или для разных режимов, а приписываются одному режиму. Для рассматриваемой в статье геометрии канала экспериментальная погрешность в шаге размещения перегородок составляла $\pm 0,5$ мм. Роль этой погрешности возрастила при $s \rightarrow 1$ мм, т.е. на участках с наибольшими абсолютными значениями градиентов кривых $\zeta = f(s)$. Из анализа экспериментальных кривых изменения коэффициента гидравлического сопротивления участка проточной части канала от шага « s » было установлено, что при $s \rightarrow 1$ мм погрешность экспериментальных результатов возрастила на 8% для варианта геометрии LS3 по сравнению с оцененной экспериментальной погрешностью в 5%. Этот факт учитывался при сравнении расчетных и опытных результатов.

Для кодов, моделирующих турбулентность, сложным является задание входных данных для массивов переменных, описывающих параметры модели турбулентности. Для кинетической энергии турбулентности k и скорости ее диссипации ε для входного сечения величины находились по формулам

$$k = \frac{3}{2} \cdot U^2 \left(\sqrt{\frac{\xi}{8}} \right)^2, \quad \varepsilon = \frac{(0,09)^{0,75} \cdot (k)^{1,5}}{0,4 \cdot \left(\frac{h}{2} \right)}.$$

Здесь используется коэффициент сопротивления χ , средняя скорость на входе U , ширина канала по меньшему размеру h , постоянная Кармана 0,4 и константа k - ε -модели турбулентности $C_\mu = 0,09$.

Выполнялось несколько вариантных расчетов при увеличении и уменьшении этих параметров, чтобы убедиться в слабой зависимости получаемых результатов от задания входных условий в модели турбулентности.

5. Ошибки в понимании результатов расчета, выдаваемых кодом.

Можно решить только те задачи, для которых есть возможность задать правильные граничные условия, условия однозначности граничных и начальных условий, геометрических линейных размеров и т.п. Использовался метод фиктивного расширения области для обеспечения длины стабилизации. На участке канала после трех местных сопротивлений (перегородок) моделировалась фиктивная труба с длиной, равной участку гидродинамической стабилизации (этого участка не было

в эксперименте). На выходе трубы задавались нулевые производные по длине от основных переменных и атмосферное давление. Без этого фиктивного участка (в эксперименте он равен 0,30 м, а в расчетной схеме принят 1,85 м) результаты расчетов были весьма странными вследствие «зашемления» решения граничными условиями задачи.

Для каждой из задач проверялись все изложенные выше пункты, поэтому общее время решения задачи (в режиме круглосуточных расчетов) составило несколько месяцев.

Серия рассматриваемых задач считалась на РС с материнской платой P5KC, двухядерным процессором Core 2 Duo Pentium E8650 с частотой 3ГГц, с 4 Гб памяти DDR3. Использовалось лицензионно чистое рабочее место и программное обеспечение с открытым исходным кодом – Операционная система Linux Debian 4.0 с ядром 2.6.22-3-AMD64, CFD-пакет программ OpenFoam-1.6 [1]. Для создания сетки использовался пакет SALOME-4.1.4 [4].

Характерное время решения двумерной задачи – 15 ч (на 1 с реального времени методом установления). Время решения 3D-задачи – 1 неделя (на сетке, на которой практически перестало изменяться решение). Для последней задачи было выполнено пять последовательных измельчений шагов 3D-сетки по поперечным к потоку направлениям для обеспечения достижения условий неизменности результатов по перепаду давления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- Для варианта S3 путем расчета успешно описано немонотонное изменение зависимости при малых значениях шага между перегородками. На расстояниях между перегородками, превышающих длину их взаимного влияния, опытное значение ζ , равное утроенному сопротивлению одиночной перегородки, отличалось от расчетного не более чем 5%.
- При организации течения жидкости по лабиринтному варианту LS3 результаты расчетов отличались от опытных не более 12%.
- Расчет CFD-пакетом программ OpenFOAM позволил правильно описать сложное трехмерное турбулентное течение жидкости и получить гидравлические потери при взаимном влиянии местных гидравлических сопротивлений.

Литература

1. Open FOAM The Open Source CFD-Toolbox (User Guide) Version 1.6, 24th July 2009 (<http://www.openfoam.org/>)
2. Guelfi A., Boucker M., Herard J.-M., Peturaud P. A new multi-scale platform for advanced nuclear thermal hydraulic. Status and prospects of Neptune project/The 11 International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulic (NURETH-11) 2005.
3. Ефанов А.Д., Левченко Ю.Д., Федотовский В.С., Щукин Н.М. Гидравлические потери в контуре с взаимным влиянием местных сопротивлений//Теплоэнергетика. – 1997. – Т. 3. – С. 8-13.
4. <http://www.salome-platform.org> – SALOME: The Open Source Integration Platform for Numerical Simulation

Поступила в редакцию 24.12.2009

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛООТДАЧИ ПРИ КОНДЕНСАЦИИ ПАРА НА ВЕРТИКАЛЬНОМ МНОГОРЯДНОМ КОРИДОРНОМ ПУЧКЕ СЛАБОНАКЛОНЕННЫХ ЗМЕЕВИКОВЫХ ТРУБ

Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин,

С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васяткин

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



Представлены результаты экспериментальных исследований и обобщение опытных данных по интенсивности теплоотдачи при полной конденсации нисходящего потока насыщенного водяного пара на наружной поверхности вертикального многорядного коридорного пучка слабонаклоненных змеевиковых труб при давлении конденсирующегося пара 0,2–2,0 МПа.

Ключевые слова: конденсация, пар, модельный теплообменник.

Key words: condensation, steam, model heat exchanger.

Процессы конденсации пара широко используются в теплообменных аппаратах промышленных и атомных энергетических установок. Имеющиеся исследования конденсации пара на наружной поверхности теплообменных труб, в основном, посвящены изучению конденсации пара на одиночных горизонтальных трубах и относительно малорядных прямотрубных пучках горизонтальных труб.

При конструктивном исполнении теплопередающей трубчатки теплообменных аппаратов в виде многорядного вертикального коридорного пучка змеевиковых труб теплотехнической информации по конденсации нисходящего потока насыщенного пара в межтрубном пространстве (МТП) такого пучка в настоящее время в известной нам литературе и нормативных документах не имеется. Известные данные по прямотрубным пучкам горизонтальных труб не могут, естественно, отражать влияния на теплоотдачу конденсирующегося пара всех факторов, характерных для реальных условий конденсации на пучках слабонаклоненных змеевиковых труб. В связи с этим экспериментальное исследование и обобщение опытных данных по интенсивности теплоотдачи при конденсации пара на наружной поверхности змеевиковой трубчатки кожухотрубных теплообменников является необходимым этапом изучения теплоотводящей способности такой трубчатки.

© Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васяткин, 2010

На теплофизическом стенде ОКБМ выполнены экспериментальные исследования теплоотдачи при конденсации пара в модельном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб в условиях полной конденсации в нем насыщенного пара при изменении его давления в диапазоне 0,2–2 МПа.

Герметичный пароконденсационный контур теплофизического стенда содержал генератор пара (ГП), модель кожухотрубного теплообменника (ТО), а также паровой и конденсатный тракты естественной циркуляции, сообщающие ГП и ТО. Насыщенный пар, поступавший в ТО, генерировался электронагревателями, погруженными под уровень подкипающей воды, находящейся в ГП. В стенде имелся автономный контур системы охлаждения ТО. На рисунке 1 представлена исследовавшаяся модель кожухотрубного ТО со змеевиковой трубчаткой. Насыщенный пар из ГП по пароподводящей трубе поступал сверху в МТП змеевиковой трубчатки модельного теплообменника (МТО), конденсировался в нем и в виде конденсата в режиме естественной циркуляции по конденсатоотводящей трубе, имитирующей нижнюю часть ТО, возвращался под уровень воды, находящейся в ГП. Охлаждающая вода с температурой 60–80°C насосом принудительно подавалась сверху в МТО и опускалась по окруженным обечайкой трубам в ее нижнюю часть, из которой поступала во внутритрубное пространство (ВТП) змеевиковой трубчатки, поднималась, нагреваясь, по змеевикам вверх и поступала на всас насоса системы охлаждения МТО.

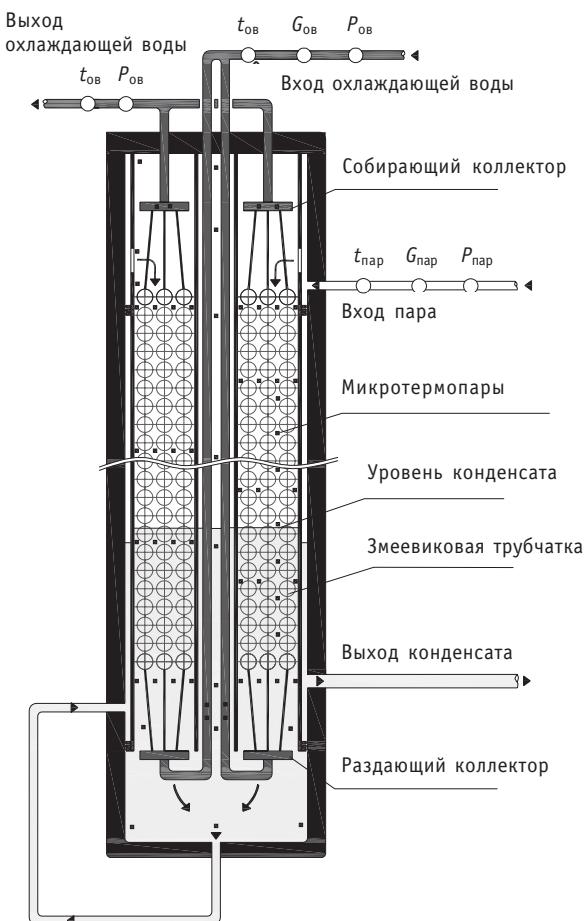


Рис. 1. Модельный теплообменник, оснащенный средствами измерения режимных параметров: t , P , G – датчики температуры, давления и расхода соответственно; ■ – микротермопары в МТП МТО

При выполнении экспериментальных исследований измерялись массовые расходы генерируемого пара и охлаждающей воды, поступающие в МТО, а также уровень конденсата в МТП змеевиковой трубчатки. Давление пара, составлявшее 0,2–2,0 МПа, измерялось в ГП и проверялось по измеряемой температуре насыщенного пара, поступающего в МТП змеевиковой трубчатки МТО. Давление охлаждающей воды измерялось на входе в МТО и поддерживалось близким к 3 МПа для обеспечения однофазного состояния воды в змеевиковой трубчатке. Температура пара на входе в МТО измерялась стандартизованной термопарой, а температуры пара и конденсата по высоте и радиусу МТП змеевиковой трубчатки измерялись 56-ю микротермопарами с индивидуальной градуировкой. Температура охлаждающей воды на входе и выходе МТО измерялась стандартизованными термопарами, а температура воды на входе и выходе ВТП змеевиковой трубчатки измерялась четырьмя термопарами с индивидуальной градуировкой. Погрешности средств измерения определяющих режимных параметров составляли: массовых расходов рабочих сред, поступающих в МТО, 2%; температуры рабочих сред в МТП и ВТП МТО $\pm 1^\circ\text{C}$; давление поступающего пара в МТО $\pm 3,5$ кПа. Размещение средств измерений (расходомеров (G), датчиков давления (P) и микротермопар (t), расположенных внутри и вне МТО) приведено на рис. 1.

В качестве модели верхней части кожухового ТО использовался двухсекционный теплообменник, теплопередающая трубчатка которого была выполнена из восьми теплообменных трубок, образующих три вертикальных ряда по ширине и 30 рядов по высоте коридорного пучка змеевиковых трубок. Теплообменные змеевиковые трубы с вертикальной осью навивки, изготовленные из стали 08Х18Н10Т, имели наружный диаметр 0,022 м и внутренний 0,015 м. Вертикальный и горизонтальный шаги в коридорном пучке змеевиковых труб с вертикальной осью навивки составляли 0,024 м и 0,026 м соответственно. Средний диаметр навивки змеевиковых теплообменных трубок в первом ряду коридорного пучка составлял 0,284 м, во втором ряду 0,336 м, в третьем ряду 0,388 м. Средний угол наклона к горизонту винтовой оси змеевиковых трубок в исследовавшемся теплообменном пучке составлял $3,5^\circ$.

При совместном функционировании генератора пара и системы охлаждения МТО создавались стационарные режимы с различным уровнем конденсата в МТП МТО. При выполнении экспериментальных исследований число рядов змеевиковых трубок, обтекаемых нисходящим потоком насыщенного пара, варьировался от 10-ти до 30-ти путем поддержания соответствующего положения уровня конденсата в МТП змеевиковой трубчатки МТО. Поддержание контролируемого уровня конденсата в МТП змеевиковой трубчатки обеспечивало полную конденсацию нисходящего потока пара, поступающего в МТО. При проведении экспериментов в условиях полной конденсации пара мощность теплоотвода в конденсационной зоне змеевиковой трубчатки при изменении в ней уровня конденсата и давления поступающего пара составляла 60–180 кВт.

Теплофизическая сущность экспериментального определения коэффициента теплоотдачи конденсирующегося пара могла бы заключаться в непосредственном определении отношения плотности теплового потока q к разности температур $t_s - t_w$ между теплоподводящей конденсирующейся средой и поверхностью конденсации:

$$\alpha_k = q/(t_s - t_w), \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}). \quad (1)$$

Однако реализовать такой методологический подход при проведении экспериментов не представлялось возможным из-за отсутствия в МТО термоэлектрических датчиков (микротермопар) для измерения температуры наружной теплообмен-

ной поверхности змеевиковых труб, контактирующей с конденсирующимся паром, находящимся в межтрубном пространстве МТО. В разработанном алгоритме обработки теплотехнической информации интенсивность конденсации пара определялась косвенным (опосредованным) путем исходя из измеряемых значений интегральных характеристик МТО (массовых расходов, давлений, уровня конденсата и температур теплообменяющихся сред) с последующим вычислением на их основе значений теплотехнических характеристик конденсационной зоны в МТП МТО: поверхности конденсации, отводимой от нее мощности, среднелогарифмического температурного напора, коэффициентов теплопередачи и теплоотдачи охлаждающей воды.

В конечном счете, в соответствии с методологией теплотехнических расчетов, значения средних коэффициентов теплоотдачи конденсирующегося пара в МТП змеевиковой трубчатки МТО определялись из общезвестного выражения, использующегося для вычисления коэффициента теплопередачи через цилиндрическую стенку трубы, в следующем виде:

$$\alpha_{\text{МТП}} = \frac{1}{\frac{1}{K} - \left[\frac{d_h \cdot \ln(d_h / d_{bh})}{2 \cdot \lambda_{ct}} + \frac{d_h}{d_{bh} \cdot \alpha_2} \right]}, \quad \text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}), \quad (2)$$

где d_h/d_{bh} , м – наружный и внутренний диаметры теплообменных трубок; λ_{ct} , $\text{Вт}/(\text{м} \cdot ^\circ\text{C})$ – коэффициент теплопроводности стенки теплообменных трубок, определявшийся при средней температуре стенки; K , α_2 , $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C})$ – вычислявшиеся на основе опытных данных коэффициент теплопередачи змеевиковой трубчатки и средний коэффициент теплоотдачи охлаждающей воды внутри змеевиков над уровнем конденсата в МТП МТО.

При выполнении теплотехнических исследований режим течения охлаждающей воды внутри теплообменных трубок змеевикового пучка поддерживался турбулентным. Средний коэффициент теплоотдачи охлаждающей воды α_2 вычислялся при определяющих режимных параметрах с учетом радиуса кривизны и вертикального шага навивки змеевиковых трубок с использованием критериальных соотношений для криволинейных каналов, представленных в [1].

Результаты экспериментов по определению интенсивности конденсации пара в МТП пучка змеевиковых труб в критериальном виде представлены на рис. 2. Сплошная, штриховая и штрихпунктирная кривые, представленные на этом рисунке, являются графическими зависимостями, осредняющими опытные данные при давлении конденсирующегося пара 0,2, 0,5 и 2,0 МПа соответственно.

Вычисление чисел Нуссельта $\overline{\text{Nu}} = \alpha_{\text{МТП}} \cdot d_h / \lambda_s$, характеризующих в критериальной форме интенсивность конденсации пара, осуществлялось на основе опытно определенных средних коэффициентов теплоотдачи $\alpha_{\text{МТП}}$, наружного диаметра теплообменных трубок d_h и коэффициента теплопроводности пленки конденсата λ_s , принимавшегося при температуре насыщения t_s . Поскольку число Нуссельта

$\overline{\text{Nu}}$ при $d_h = \text{const}$ и $\lambda_s \approx \text{idem}$ (при $P = 0,2\text{--}2,0$ МПа) прямо пропорционально среднему коэффициенту теплоотдачи $\alpha_{\text{МТП}}$, то нижеприведенный анализ особенностей конденсации пара в МТП МТО выполнялся на основе общепринятого расчетного теплотехнического параметра – среднего коэффициента теплоотдачи.

Из данных, представленных на рис. 2, видно, что величина среднего коэффициента теплоотдачи конденсирующегося пара в МТП змеевиковой трубчатки МТО существенно снижается с ростом числа рядов змеевиковых труб, а следовательно, с увеличением высоты зоны конденсации над уровнем раздела фаз в коридорном

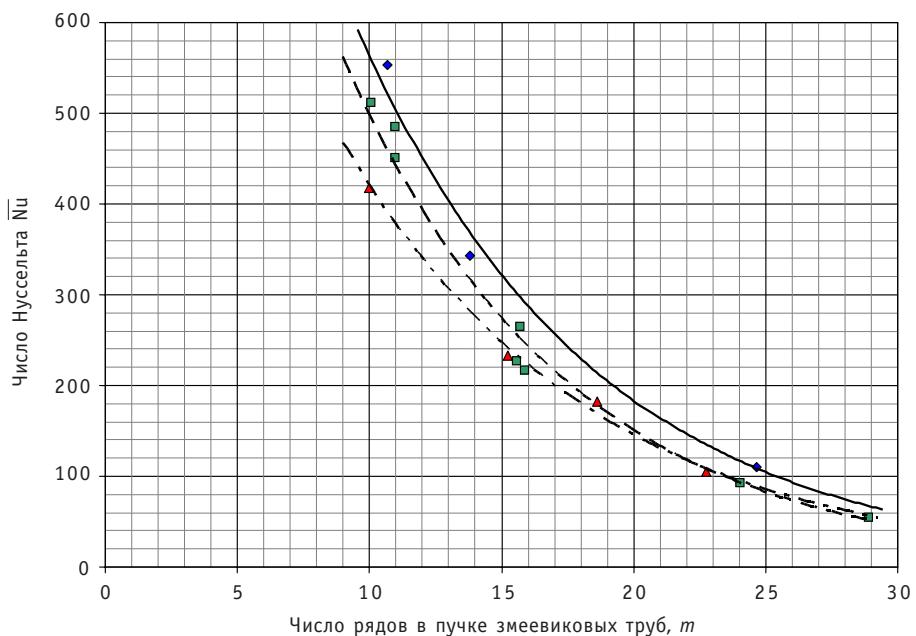


Рис. 2. Зависимость числа Нуссельта \bar{Nu} при конденсации пара на наружной поверхности коридорного пучка слабонаклоненных змеевиковых труб МТО от числа рядов в пучке при полной конденсации в нем нисходящего потока пара при давлении 0,2 (•), 0,5 (■), 2,0 (▲) МПа

пучке при полной конденсации в нем нисходящего потока насыщенного пара. Такое существенное снижение величины коэффициента теплоотдачи конденсирующегося пара в МТП МТО обусловлено тем, что в многорядных пучках конденсат с трубок, расположенных в верхних рядах, стекает на нижерасположенные трубы. Поэтому толщина пленки образующегося конденсата на наружной поверхности трубок второго и находящихся ниже рядов по ходу нисходящего потока значительно возрастает, что приводит к существенному снижению порядного, а следовательно, и среднего по высоте трубчатки коэффициента теплоотдачи конденсирующегося пара.

При прочих равных условиях, согласно опытным данным, имелось некоторое различие значений коэффициентов теплоотдачи при варьировании давления от 0,2 до 2,0 МПа, достигающее ~20%. С понижением давления пара в МТО наблюдалось некоторое повышение средних коэффициентов теплоотдачи конденсирующегося пара в МТП змеевиковой трубчатки МТО. Это могло определяться совокупным воздействием следующих режимных факторов.

При пленочной конденсации пара коэффициент теплоотдачи $\alpha_{\text{МТП}}$ пропорционален $r^{0,25}$, где r – теплота фазового перехода [2]. При давлении пара 0,2 МПа теплота фазового перехода r на ~16% выше, чем при давлении пара 2 МПа, что влияло на увеличение интенсивности теплоотвода при конденсации пара низкого давления. Кроме того, основные особенности процесса конденсации пара в многорядном змеевиковом пучке обусловлены не только последовательным нарастанием расхода и толщины пленки стекающего конденсата с трубы на трубу, но и динамическим воздействием нисходящего потока пара на образующуюся пленку конденсата. Динамическое воздействие определяется величиной скорости движения поступающего потока пара в кольцевых зазорах между витками трубного пучка и снижением ее по высоте пучка из-за порядной конденсации в нем пара. При больших скоростях пара стекающие капли конденсата могут частично уноситься па-

ром в межтрубные зазоры, что обуславливает неполное поступление их на нижележащие трубы и уменьшает интенсивность «обволакивания» этих труб конденсатом. В экспериментах скорости потока пара в межтрубном пространстве первого ряда змеевикового пучка при давлении пара 0,2, 0,5, 2,0 МПа составляли соответственно 2,3–2,6, 1,4–1,7, 0,73–0,83 м/с. Имевшееся различие в скоростях потока пара, по-видимому, обусловливало некоторое дополнительное повышение коэффициентов теплоотдачи при снижении давления конденсирующегося пара в исследовавшемся многорядном пучке змеевиковых труб.

При числе рядов в исследовавшемся пучке змеевиковых труб над уровнем конденсата в МТП, равном 30-ти, относительная площадь теплообменной поверхности верхних коллекторов трубчатки МТО по сравнению с поверхностью конденсации в МТП МТО составляла 2,3%. При числе рядов, равном 10-ти, это значение повышалось до 6,8%. Поэтому при числе рядов в пучке змеевиковых труб меньше 10-ти экспериментальных исследований интенсивности конденсации пара не проводилось из-за возможного влияния теплообменной поверхности верхних коллекторов трубчатки МТО на достоверность результатов экспериментальных исследований в относительно малорядном пучке змеевиковых труб.

Обобщение результатов экспериментального исследования осуществлялось путем сопоставления экспериментальных значений средних коэффициентов теплоотдачи конденсирующегося пара на наружной поверхности пучка змеевиковых труб МТО и расчетных значений средних коэффициентов теплоотдачи неподвижного пара, конденсирующегося на наружной поверхности одиночной горизонтальной трубы.

Значения средних коэффициентов теплоотдачи при конденсации неподвижного пара на наружной поверхности одиночной горизонтальной трубы вычислялись при определяющих режимных параметрах, соответствующих условиям испытаний змеевиковой трубчатки МТО, по рекомендуемому соотношению, представленному в [2]:

$$\alpha_{r, \text{tp}} = 0,728 \frac{A_s}{\sqrt[4]{d_h \cdot \Delta t}}, \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}), \quad (3)$$

где

$$A_s = \sqrt[4]{\frac{\lambda_s^3 \cdot r \cdot g \cdot (\rho' - \rho'')}{v_s}}, \text{ Вт}/(\text{м}^{1,75} \cdot ^\circ\text{C}^{0,75}). \quad (4)$$

Теплофизические свойства воды и водяного пара на линии насыщения λ_s , r , ρ' , ρ'' , v_s , входящие в расчетный теплофизический комплекс A_s , определялись при давлении пара в МТП змеевиковой трубчатки, реализованной при экспериментальных исследованиях.

Температурный перепад между конденсирующимся паром и поверхностью конденсации в формуле (3) определялся как разность температур между температурой насыщения пара в МТП и средней температурой наружной поверхности по периметру змеевиковых труб, находящихся над уровнем конденсата в МТП. Расчетная величина разности этих температур вычислялась на основе экспериментально определенных на участке конденсации значений среднелогарифмического температурного напора Δt_{ln} , коэффициента теплопередачи k и коэффициента теплоотдачи конденсирующегося пара $\alpha_{\text{МТП}}$ в МТП змеевиковой трубчатки МТО согласно выражению

$$\Delta t = t_s - t_w = \Delta t_{ln} \frac{k}{\alpha_{\text{МТП}}}, ^\circ\text{C}. \quad (5)$$

Зависимости отношения средних коэффициентов теплоотдачи конденсирующегося пара $\alpha_{\text{МТП}}/\alpha_{\text{г.тр}}$ от числа рядов змеевиковых труб в коридорном пучке при полной конденсации в нем нисходящего потока пара при варьировании его давления в диапазоне 0,2–2,0 МПа представлены на рис. 3. Обозначив безразмерное нормирующее соотношение $\alpha_{\text{МТП}}/\alpha_{\text{г.тр}}$ величиной ε , можно на основе опытных данных, представленных на рис. 3, получить эмпирическое выражение для вычисления изменения значений этой величины:

$$\varepsilon = \alpha_{\text{МТП}} / \alpha_{\text{г.тр}} = c \cdot e^{(-0,1042 \cdot m)}, \quad (6)$$

где $m = 10\text{--}30$ – число рядов змеевиковых труб в коридорном пучке по ходу нисходящего потока пара над уровнем конденсата в МТП змеевиковой трубчатки МТО; $c = 2,3$ – опытный эмпирический коэффициент, доопределяющий различие условий конденсации пара в исследовавшемся коридорном пучке змеевиковых труб и на одиночной горизонтальной трубе.

На рисунке 3 сплошной кривой отображена расчетная зависимость (6). Максимальное отклонение экспериментальных значений величины ε , представленных на рис. 3, от расчетных значений этой величины, вычисленных по соотношению (6), при варьировании давления конденсирующегося пара в диапазоне 0,2–2,0 МПа и изменении числа рядов в конденсационном коридорном пучке змеевиковых труб от 10-ти до 30-ти, не превышает 16%.

На основании вышеизложенного расчетная формула, обобщающая результаты экспериментального исследования и позволяющая вычислять изменение значений средних коэффициентов теплоотдачи нисходящего потока полностью конденсирующегося пара в коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб при давлении пара 0,2–2,0 МПа и числе рядов в пучке 10–30, имеет следующий вид:

$$\alpha_{\text{МТП}} = \varepsilon \cdot \alpha_{\text{г.тр}} = c \cdot e^{(-0,1042 \cdot m)} \cdot \alpha_{\text{г.тр}}, \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}), \quad (7)$$

где $\alpha_{\text{г.тр}}$, $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C})$ – средний коэффициент теплоотдачи неподвижного пара, конденсирующегося на наружной поверхности одиночной трубы, вычисляемый со-

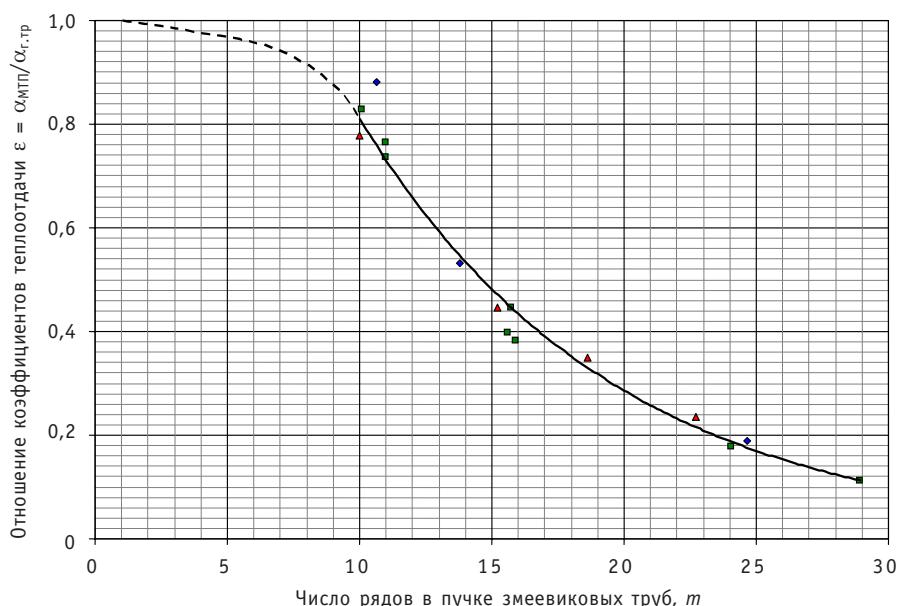


Рис. 3. Зависимость отношения средних коэффициентов теплоотдачи конденсирующегося пара $\alpha_{\text{МТП}}/\alpha_{\text{г.тр}}$ от числа рядов в коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб при изменении давления пара в диапазоне 0,2 (♦), 0,5 (■), 2,0 (▲) МПа

гласно вышеприведенным соотношениям (3), (4).

При числе рядов в коридорном пучке змеевиковых труб меньше 10-ти при выполнении теплотехнических расчетов с запасом значения величины ε можно принимать согласно штриховой кривой, приведенной на рис. 3, либо оценивать по заведомо консервативному расчетному соотношению вида

$$\varepsilon = 1,02 - 0,02 \cdot t. \quad (8)$$

Сопоставить полученные результаты экспериментальных и расчетных исследований с другими аналогичными исследованиями в настоящее время не представляется возможным из-за отсутствия таких данных в известной нам литературе. В связи с этим для подтверждения представительности полученных результатов экспериментальных исследований целесообразно сопоставить их с результатами исследований конденсации пара на многорядных пучках горизонтальных труб, поскольку характер течения исходящего потока пара в них наиболее близок к характеру течения в исследовавшемся многорядном пучке змеевиковых труб, имевших относительно небольшой угол наклона к горизонту, равный $3,5^\circ$. Это сопоставление наиболее целесообразно выполнить путем сравнения относительных средних коэффициентов теплоотдачи в пучке горизонтальных и змеевиковых труб, определяемых величиной безразмерного параметра ε .

В работе [3] имеется фрагментарная ссылка, информирующая о том, что, согласно данным С.С. Кутателадзе, при конденсации пара на прямотрубном горизонтальном пучке из 12-ти рядов труб, считая сверху, значение величины ε составляло 0,45–0,53. При этом необходимо отметить, что в этой ссылке не приводится сведений по типу пучка, его геометрическим характеристикам (диаметру труб, вертикальному и горизонтальному шагам) и давлению конденсирующегося пара в этом трубном пучке.

В работе [4] на основе теоретических исследований и опытов в ЦКТИ с горизонтальными пучками латунных труб наружным диаметром 19 мм была рекомендована графическая зависимость величины ε от изменения числа рядов в пучке в диапазоне 1–24. Согласно этой зависимости, при аналогичном числе рядов в пучке горизонтальных труб, равном 12-ти, значение величины ε составляет 0,43.

В работе [5] для относительно малорядных пучков горизонтальных труб приведено приближенное уравнение для вычисления значения величины ε в условиях частичной и полной конденсации пара в горизонтальном пучке труб следующего вида:

$$\varepsilon = \frac{1-a}{m^b} \cdot \frac{\Delta}{1-(1-\Delta)^{1-a}}, \quad (9)$$

где m – число рядов горизонтальных труб в пучке по направлению движения исходящего потока пара; $\Delta = G_k/G_0$ – степень конденсации пара, определяемая отношением количества сконденсированного на всех трубах пучка пара к количеству поступающего в пучок пара; a , b – эмпирические коэффициенты, зависящие от условий конденсации пара в пучке горизонтальных труб.

Согласно опытам ВТИ, результаты которых представлены в [5], при исследовании 11-рядного по ширине шахматного пучка с числом рядов горизонтальных труб в нем по вертикали 5–6 осредненные значения эмпирических коэффициентов составили: $a = 0,16$; $b = 0,07$. При данных значениях этих коэффициентов в условиях полной конденсации пара при $\Delta = 1$ в многорядном шахматном пучке горизонтальных труб с числом рядов в пучке по ходу потока, равном 12-ти, вычисленное по уравнению (9) значение величины ε составляет 0,706. Последнее существенно, в 1,33–1,64 раза, превышает значения величины ε , полученные в работах

[3], [4], составляющие 0,43–0,53. Это свидетельствует, по-видимому, о неправомерности экстраполяции на многорядные пучки горизонтальных труб результатов исследования конденсации пара, полученных на малорядных пучках. Следовательно, значения величины ϵ , оцениваемые на основе использования уравнения (9), вероятно, неприемлемо экстраполировать и распространять на шахматные пучки горизонтальных труб с числом рядов в них по вертикали больше шести.

При таком же числе рядов в коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб, равном 12-ти, согласно опытной информации, представленной на рис. 3, значение величины ϵ составляет 0,658. Такое повышенное, примерно на 37%, значение величины ϵ по сравнению с многорядными пучками горизонтальных труб при данном числе рядов, по-видимому, обусловлено наличием кривизны и незначительного наклона к горизонту образующих наружной поверхности змеевиковых труб, способствующих более эффективному стоку и утонению пленки конденсата на наружной поверхности змеевиковых труб.

При значительном увеличении числа рядов в пучке горизонтальных и змеевиковых труб, например до 22-х, значение величины ϵ в пучке горизонтальных труб, согласно [4], снижается до 0,34, в пучке слабонаклоненных змеевиковых труб, согласно опытной информации, представленной на рис. 3, снижается до 0,23. Реализующееся отличие значений величины ϵ с ростом числа рядов труб в горизонтальном и змеевиковом пучках определяется не только различием геометрических характеристик этих пучков, но и относительно малым расстоянием между исследовавшимися змеевиковыми трубами в свету, не превышающим 2 мм. Согласно данным работы [5], при небольшом вертикальном зазоре между трубами на нижних рядах труб в многорядном пучке конденсат, по мере накопления на них в значительном количестве, перетекает с трубы на трубу без отрыва от поверхности. Это приводит к устойчивости и более эффективному утолщению пленки конденсата и, следовательно, к более существенному снижению среднего коэффициента теплоотдачи в плотном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб. В настоящие времена нет данных для исчерпывающей оценки влияния геометрических параметров трубного пучка на процесс конденсации пара в пучках горизонтальных и змеевиковых труб.

Приемлемая корреляция значений величины ϵ в многорядном пучке горизонтальных и слабонаклоненных змеевиковых труб, а также единообразный характер изменения значений величины ϵ в исследовавшемся коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб при варьировании в нем числа рядов от 10-ти до 30-ти и давления пара в диапазоне 0,2–2,0 МПа свидетельствует о достаточной степени достоверности представленных результатов экспериментального и расчетного исследований интенсивности конденсации пара в змеевиковой трубчатке кожухотрубного теплообменника.

ВЫВОДЫ

Выявлены и рассмотрены доминирующие факторы, определяющие особенности и закономерности конденсации нисходящего потока насыщенного водяного пара в межтрубном пространстве вертикального многорядного коридорного пучка слабонаклоненных змеевиковых труб, имитировавшего плотную упаковку теплообменной змеевиковой трубчатки кожухотрубного теплообменника. На основе результатов экспериментальных исследований получены и представлены опытные данные для определения изменения средних коэффициентов теплоотдачи нисходящего полностью конденсирующегося потока пара в межтрубном пространстве коридорного пучка змеевиковых труб при изменении в нем числа рядов от 10-ти

до 30-ти и давления поступающего пара в пучок от 0,2 до 2,0 МПа. Рассмотрены и сопоставлены особенности изменения интенсивности конденсации нисходящего потока пара в пучке горизонтальных и слабонаклоненных змеевиковых труб при варьировании числа рядов в пучке по ходу потока. Результаты исследования могут использоваться для анализа теплоотводящей способности змеевиковых теплообменников пароконденсационных систем энергетических установок.

Литература

1. *Кириллов П.Л. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы)/П.Л. Кириллов, Ю.С. Юрьев, В.П. Бобков.* – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 296 с.
2. *Михеев М.А. Основы теплопередачи/М.А. Михеев, И.М. Михеева.* – М.: Энергия, 1973. – 320 с.
3. *Ермилов В.Г. Теплообменные аппараты и конденсационные установки/В.Г. Ермилов.* – Ленинград: Судостроение, 1969. – 264 с.
4. *Берман С.С. Теплообменные аппараты и конденсационные устройства турбоустановок/С.С. Берман.* – М.: Государственное научно-техническое издательство машиностроительной литературы, 1959. – 429 с.
5. *Берман Л.Д. Теплоотдача при конденсации пара на пучке горизонтальных труб/Л.Д. Берман//Теплоэнергетика.* – 1981. – №4 – С. 22-29.

Поступила в редакцию 3.08.2010

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УСЛОВИЙ КОНДЕНСАЦИИ ПАРА В ПРИСУТСТВИИ НЕКОНДЕНСИРУЮЩЕГОСЯ ГАЗА НА ВЕРТИКАЛЬНОМ МНОГОРЯДНОМ КОРИДОРНОМ ПУЧКЕ СЛАБОНАКЛОНЕННЫХ ЗМЕЕВИКОВЫХ ТРУБ

**Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин,
С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васягин**
ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



Представлены результаты экспериментальных исследований условий конденсации пара из парогазовой смеси на наружной поверхности вертикального многорядного коридорного пучка слабонаклоненных змеевиковых труб при полной конденсации в нем нисходящего потока водяного пара.

Ключевые слова: парогазовая смесь, конденсация, модельный теплообменник.
Key words: steam-gas mix, condensation, model heat exchanger.

Процессы конденсации пара в присутствии неконденсирующегося газа довольно часто реализуются в теплообменном оборудовании современных промышленных и атомных энергетических установок. Наличие некоторого количества неконденсирующегося газа или постепенное накопление и концентрирование его непосредственно в межтрубном пространстве трубчатки теплообменников приводит к существенному снижению мощности теплопередачи теплообменников (ТО) к охлаждающему теплоносителю пароконденсационных систем энергетических установок. Снижение мощности теплоотвода таких теплообменников определяется условиями конденсации пара на наружной теплообменной поверхности трубчатки, которые обусловлены не только массой неконденсирующегося газа, поступившего в нее, но и характером распределения газа по всему объему межтрубного пространства (МТП) теплопередающей трубчатки теплообменника.

В ОКБМ проводились экспериментальные исследования с целью изучения распределения неконденсирующегося газа при конденсации пара в межтрубном пространстве змеевиковой трубчатки кожухотрубного теплообменника и выявления

© Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипов, А.В. Белин, А.Г. Васягин, 2010

особенностей конденсации нисходящего потока водяного пара на змеевиковой трубчатке в присутствии газа и воздействия его на мощность теплоотвода трубчатки. Описание теплофизического стенда, на котором выполнялись экспериментальные исследования, кратко приведено в [1]. Режимные параметры, компоновка трактов циркуляции и оборудование пароконденсационного контура стенда (включающего в себя генератор насыщенного пара, модельный теплообменник) обеспечивали условия теплопереноса в контуре, реализующиеся при естественной циркуляции пара и конденсата в нем. По конструктивному исполнению змеевиковая трубчатка модельного теплообменника представляла собой вертикальный многорядный коридорный пучок слабонаклоненных змеевиковых труб, имитировавший верхнюю часть змеевиковой трубчатки вертикального кожухотрубного теплообменника. Схемно-конструктивное исполнение модельного теплообменника приведено в [1]. Геометрические характеристики исследованного змеевикового трубного пучка с вертикальной осью навивки были следующими: наружный/внутренний диаметры восьми змеевиковых теплообменных трубок из стали 08Х18Н10Т $d_{\text{н}}/d_{\text{вн}} = 0,022/0,015$ м; число рядов змеевиковых трубок по ширине/высоте пучка $m_1/m_2 = 3/30$; горизонтальный/вертикальный шаги коридорного трубного пучка $S_1/S_2 = 0,026/0,024$ м; средние диаметры навивки трех вертикальных рядов змеевиковых трубок $D_1 = 0,284$ м, $D_2 = 0,336$ м, $D_3 = 0,388$ м; средний угол наклона к горизонту винтовой оси змеевиковых трубок $\phi = 3,5^\circ$.

Проточная часть межтрубного пространства коридорного пучка формировалась тремя вертикальными рядами змеевиковых труб и окружающими их двумя коаксиальными цилиндрическими обечайками (центральной и периферийной), находящимися на равновеликом расстоянии от наружной поверхности змеевиковых труб, составляющим 0,002 м. При проведении экспериментов в модельном теплообменнике (МТО) измерялись массовые расходы и давления теплообменивающихся сред в пароконденсационном и водоохлаждающем контурах, измерялся уровень конденсата в МТП исследованной змеевиковой трубчатки. Для измерения температур парогазовой среды по высоте и радиусу МТП змеевиковой трубчатки использовались 56 микротермопар с индивидуальной градуировкой, чувствительная термоэлектрическая часть которых была направлена вверх для исключения скопления на ней капелек конденсата. Погрешности измерения температуры и давления парогазовой смеси и уровня конденсата в МТП змеевиковой трубчатки не превышали соответственно $\pm 1^\circ\text{C}$, $\pm 3,5$ кПа, $\pm 0,02$ м. Размещение средств измерений (расходомеров G , датчиков давления P и микротермопар t), расположенных внутри и вне МТО, приведено в [1].

Экспериментальным исследованиям распределения термодинамических параметров парогазовой смеси в МТП змеевиковой трубчатки МТО предшествовало экспериментальное изучение интенсивности теплоотдачи при конденсации пара в ней до поступления газа в пароконденсационный контур. Насыщенный водяной пар из генератора пара (ГП) в условиях естественной циркуляции в этом контуре через входные окна в периферийной обечайке поступал сверху в МТП змеевиковой трубчатки и полностью в ней конденсировался. Результаты экспериментальных исследований и обобщения опытных данных по интенсивности теплоотдачи при полной конденсации нисходящего потока насыщенного водяного пара на многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб при отсутствии в нем неконденсирующихся газов подробно изложены и представлены в [1].

При экспериментальных исследованиях в парогазовых режимах в качестве тяжелого газа (относительно водяного пара) использовался воздух. Газ из промежуточной дозирующей емкости порциями вводился в пространство между цент-

ральной и периферийной обечайками МТО, в район входных окон, симметрично расположенных в периферийной обечайке, середина которых находилась на ~0,1 м выше змеевиковой трубчатки модельного теплообменника.

Изменение условий конденсации нисходящего потока пара в МТП МТО в присутствии тяжелого неконденсирующегося газа определяется характером его распределения по высоте и радиусу змеевиковой трубчатки. На распределение тяжелого неконденсирующегося газа в МТП змеевиковой трубчатки при нисходящем потоке поступающего пара оказывает совокупное воздействие динамических и гравитационных сил. Совпадающее по направлению динамическое воздействие поступающего потока пара и гравитационных сил на неконденсирующуюся фракцию (воздух) приводит в условиях конденсации пара к эффективному аккумулированию и локализации вводимого газа в нижней части МТП змеевиковой трубчатки при наличии уровня конденсата в нем. МТП трубчатки представляло собой невентилируемое парогазовое пространство, в котором накапливался и относительно быстро собирался весь газ, порционно вводимый в МТО.

В качестве параметров, определяющих особенности распределения газа в парогазовом пространстве МТО, при обработке опытных данных использовались и анализировались значения локальных взаимообусловленных температур, объемных газосодержаний и парциальных давлений газа по высоте и радиусу МТП змеевиковой трубчатки МТО.

Локальные объемное газосодержание β_j и парциальное давление газа P_{r_j} в парогазовой смеси, находящейся над уровнем конденсата в МТП модели ТО, определялись согласно соотношениям

$$\beta_j = 1 - P_{s_j} / P_{\text{МТО}}, \quad (1)$$

$$P_{r_j} = \beta_j \cdot P_{\text{МТО}}, \quad (2)$$

где $P_{\text{МТО}}$ – давление парогазовой смеси в МТП МТО, МПа; P_{s_j} – локальное парциальное давление водяного пара над уровнем конденсата в МТП МТО, определяемое, согласно [2], по локальной температуре парогазовой смеси, измеряемой j -ой микротермопарой, размещенной в пароконденсационной проточной части МТП МТО.

В нижеприведенной экспериментальной информации, представленной на рисунках, значение величины $P_{\text{МТО}}$ определяет поддерживавшееся в опытах абсолютное давление парогазовой смеси (пара) в МТП змеевиковой трубчатки МТО. Величина $h_{\text{МПГ}}$ характеризует высоту МТП МТО по ходу потока, отсчитываемую от верхней образующей верхнего ряда змеевиковых труб исследовавшегося теплообменного пучка. Значения величины r определяют радиусы МТП змеевиковой трубчатки, на которых микротермопарами осуществлялось измерение температуры рабочих сред в МТО над уровнем и под уровнем конденсата. Графические зависимости с дискретными метками, соответствующими определенным значениям радиуса r , иллюстрируют изменение локальных температур рабочих сред, объемных газосодержаний и парциальных давлений газа по высоте МТП змеевиковой трубчатки при $r = \text{const}$.

На рисунке 1 приведено распределение температур пара и конденсата по высоте и радиусу МТП МТО до ввода газа. Согласно представленным опытным данным, до ввода газа в МТО по всей высоте конденсационной зоны вплоть до уровня конденсата температура пара в МТП змеевиковой трубчатки не изменялась и равнялась температуре насыщения при соответствующем давлении поступающего пара. Последнее непосредственно свидетельствовало об отсутствии газа в МТП МТО после деаэрирования находящегося теплоносителя в ГП и сдувки газа из МТО, осу-

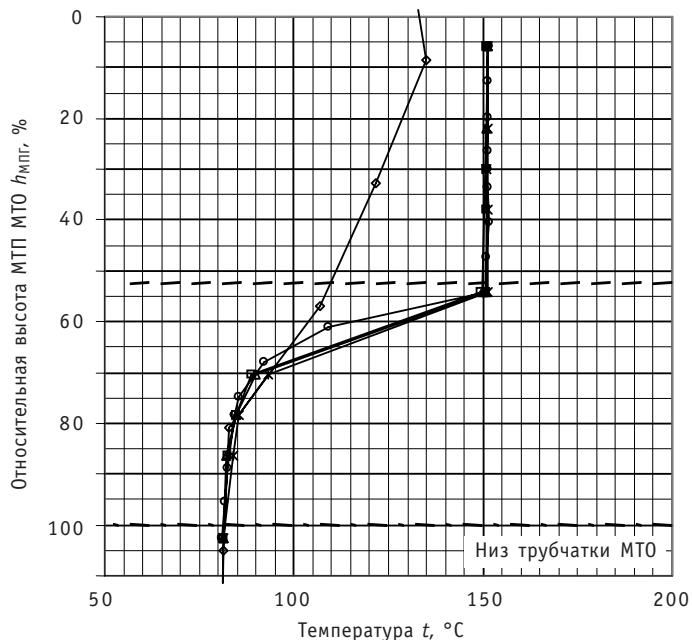


Рис. 1. Распределение температур пара и конденсата по высоте и радиусу МТП МТО до ввода газа при $P_{\text{MTO}} = 0,5 \text{ МПа}$: $\diamond - r = 0 \text{ м}$; $\blacksquare - r = 0,130 \text{ м}$; $\triangle - r = 0,155 \text{ м}$; $\circ - r = 0,181 \text{ м}$; $* - r = 0,206 \text{ м}$;
— — — уровень конденсата

ществлявшихся перед началом проведения парогазовых режимов. На этом же рисунке представлено изменение температуры воды, измеряемой термозондом, размещенным вдоль оси центральной обечайки МТО ($r = 0 \text{ м}$), внутри которой расположены восемь опускных труб, по которым принудительно прокачивалась охлаждающая вода, подаваемая во внутритрубное пространство змеевиковой трубчатки МТО. Важно отметить наличие существенного температурного перепада между конденсирующимся паром в МТП трубчатки и водой внутри центральной обечайки по всей высоте трубчатки над уровнем конденсата. Это свидетельствовало о том, что при отсутствии газа в МТО в процессе конденсации пара задействовалась вся поверхность этой обечайки и змеевиковой трубчатки выше уровня конденсата. При наличии газа в МТО этого не наблюдалось.

При вводе очередной порции газа в верхнюю часть МТО наблюдалось относительно быстротечное некоторое снижение уровня конденсата и последующее постепенное в течение 5 – 10 минут практическое восстановление исходного уровня конденсата в МТП трубчатки. Это, по-видимому, объясняется поступлением «облака» газа, увлекаемого нисходящим потоком пара, и первоначальным заполнением обогащенной газом парогазовой смесью всего МТП МТО. Присутствие неконденсирующегося газа по всей высоте трубчатки приводит к снижению интенсивности конденсации пара в МТО и соответственно к некоторому повышению давления в ней, вызывающего выдавливание конденсата и снижение его уровня в МТП МТО.

Анализ динамики распределения температур парогазовой смеси в МТО свидетельствует о первоначальном преимущественном скоплении газа в центральной зоне нижней части трубчатки, а также об обволакивании газом центральной обечайки практически по всей высоте зоны конденсации в МТО. С течением времени динамическое воздействие нисходящего потока поступающего пара оттесняло газ от верхней и средней частей наружной поверхности центральной обечайки и пе-

ремещало его в ее нижнюю часть. По истечении некоторого времени газ полностью собирался в нижней части трубчатки над уровнем конденсата, а верхняя и средняя части МТП трубчатки очищались от газа (дегазировались) и постепенно переходили в паровой режим работы. Последнее приводило к росту интенсивности конденсации пара и, следовательно, к некоторому понижению давления в МТП МТО, которое способствовало «подсосу» конденсата и последующему постепенному повышению его уровня в МТП трубчатки МТО. Такие особенности изменения уровня конденсата в МТП при порционном вводе в него газа реализовывались в условиях естественной циркуляции рабочих сред в пароконденсационном контуре стенда, обусловленной в нем процессами кипения воды в ГП и конденсации пара в МТО.

На рисунках 2–3 представлены эпюры температур и парциальных давлений газа в парогазовой смеси, находящейся в загазованной области межтрубного пространства змеевиковой трубчатки МТО. В условиях поддержания неизменного давления пара, поступающего в МТО, составляющего 0,5 МПа, при варьировании массы загружаемого газа от 27 до 109 г и протяженности зоны конденсации в МТП МТО от 0,33 до 0,6 м распределение температуры паровоздушной смеси по высоте межтрубного пространства трубчатки характеризовалось наличием резкого излома профиля температуры. Это свидетельствовало о существовании своеобразной границы парогазового фронта, разделяющей МТП трубчатки по высоте на не содержащую газа, переходную и сильнозагазованную зоны. Выше этой границы в верхней части трубчатки температура паровоздушной смеси по существу равна температуре насыщенного пара, поступающего в МТО. Ниже этой границы в переходной слабо загазованной зоне протяженностью ~0,1 м температура парогазовой смеси резко падает и далее к низу незначительно уменьшается в сильнозагазованной зоне, формирующейся в средней и нижней частях трубчатки над уровнем конденсата. С ростом загрузки газа в МТО граница парогазового фронта пере-

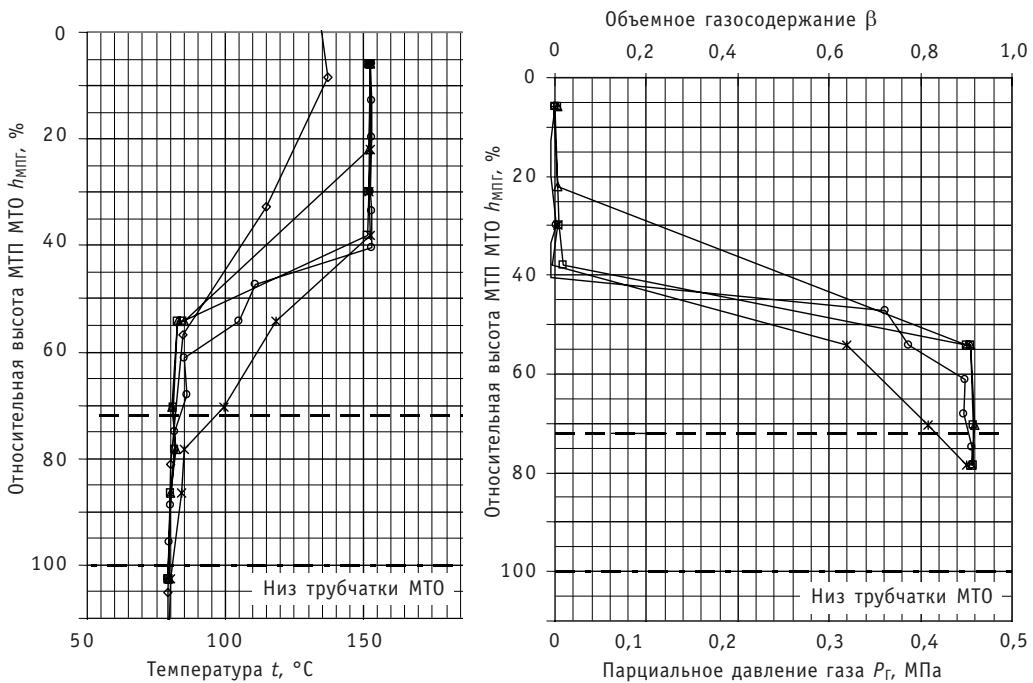


Рис. 2. Распределение температур, локальных объемных газосодержаний и парциальных давлений газа по высоте и радиусу МТП МТО с массой загруженного газа 50 г при $P_{\text{MTO}} = 0,5 \text{ МПа}$: $\diamond - r = 0 \text{ м}$; $\blacksquare - r = 0,130 \text{ м}$; $\Delta - r = 0,155 \text{ м}$; $\circ - r = 0,181 \text{ м}$; $* - r = 0,206 \text{ м}$; — — — — уровень конденсата

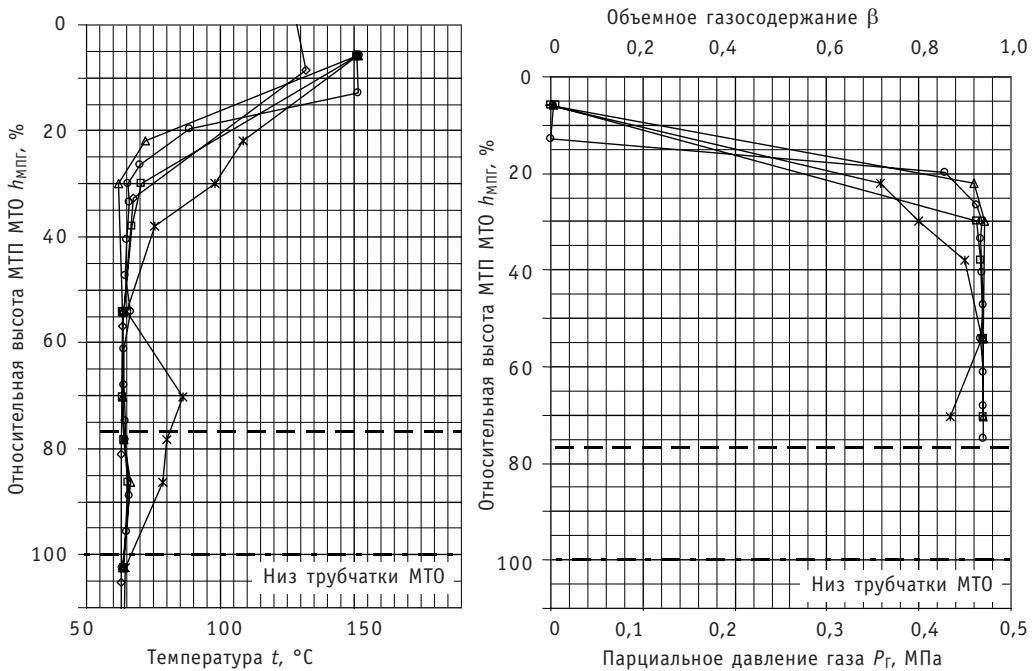


Рис. 3. Распределение температур, локальных объемных газосодержаний и парциальных давлений газа по высоте и радиусу МТП МТО с массой загруженного газа 109 г при $P_{\text{МТО}} = 0,5 \text{ МПа}$: $\diamond - r = 0 \text{ м}$; $\square - r = 0,130 \text{ м}$; $\Delta - r = 0,155 \text{ м}$; $\circ - r = 0,181 \text{ м}$; $* - r = 0,206 \text{ м}$; $- - -$ — уровень конденсата

мешалась к верху трубчатки и при суммарной массе загружаемого газа 109 г не доходила на ~0,1 м до верха змеевиковой трубчатки МТО. Существенно большого изменения температуры парогазовой среды и парциального давления газа по радиусу МТП МТО не наблюдалось. Однако можно отметить наличие несколько пониженного парциального давления газа вблизи периферийной обечайки МТО, что объясняется отсутствием теплоотвода от нее, а следовательно, теплотехнических предпосылок для эффективной конденсации пара на ее внутренней поверхности и подтока к ней неконденсирующегося газа.

Приведенный характер распределения температуры парогазовой смеси и парциального давления газа объясняется тем, что при подаче насыщенного пара в трубчатку сверху в ее МТП отсутствуют условия для гомогенизации поступающего потока пара и вводимого в него газа. Вследствие чего тяжелый газ (воздух) осаждается и скапливается над уровнем конденсата в нижней и средней частях трубчатки. При этом верхняя часть трубчатки работает в условиях постоянной сдувки газа с ее поверхности конденсации исходящим потоком поступающего пара. Вследствие этого верхняя часть трубчатки выше переходной зоны находится в потоке практически чистого пара, не содержащего газа. Изменение температуры парогазовой смеси по высоте МТП трубчатки и температуры воды внутри центральной обечайки МТО свидетельствует о равновеликости этих температур в области сильнозагазованной зоны в МТП трубчатки. Отсутствие температурного напора между этими средами в нижней сильнозагазованной зоне трубчатки указывает на прекращение теплообмена между ними, а следовательно, на вырождение конденсации пара в присутствии значительного количества неконденсирующегося газа на наружной поверхности нижней части центральной обечайки МТО. Данное обстоятельство, а также практическая одинаковость парциального давления неконденсирующегося газа по высоте и радиусу невентилируемой сильнозагазованной зоны МТП свидетельствуют о вырождении конденсации пара и на змеевиковой

трубчатке в этой застойной загазованной зоне МТП МТО.

Теплотехническая обработка полученных опытных данных по интенсивности конденсации пара показала применимость методического подхода, представленного в работе [1], для определения средних коэффициентов теплоотдачи нисходящего потока водяного пара, конденсирующегося в паровой зоне змеевиковой трубчатки, находящейся в ней над переходной парогазовой зоной.

Из-за наличия по высоте МТП трубчатки трех зон (паровой, переходной и сильнозагазованной), характеризующихся специфическими механизмами теплопереноса и резким изменением температурных напоров, попытки обобщения опытных данных по интенсивности конденсации пара в присутствии газа в рамках эквивалентной (однозонной по высоте) расчетной схемы змеевиковой трубчатки не дали положительных результатов.

При прочих равных условиях мощность теплоотвода вертикальной змеевиковой трубчатки над уровнем конденсата при подаче в трубчатку пара сверху и наличии в ее межтрубном пространстве тяжелого неконденсирующегося газа (воздуха, азота) можно оценивать по соотношению

$$N_{\text{ПГС}} = N_{\text{П}}(1 - m_{\text{ПГС}}/m_{\Sigma}), \quad (3)$$

где $N_{\text{П}}$ – мощность теплоотвода змеевиковой трубчатки над уровнем конденсата при отсутствии в ее МТП неконденсирующегося газа, Вт; $m_{\text{ПГС}}$ – число рядов змеевиковых труб, находящихся в переходной и сильнозагазованной зонах над уровнем конденсата в МТП трубчатки; m_{Σ} – суммарное число рядов змеевиковых труб над уровнем конденсата в МТП трубчатки.

ВЫВОДЫ

Представлены результаты экспериментальных исследований условий конденсации нисходящего потока пара в присутствии неконденсирующегося газа (воздуха) на наружной поверхности вертикального многорядного коридорного пучка слабонаклоненных змеевиковых труб, имитировавшего змеевиковую трубчатку кожухотрубного теплообменника. Выявлены и рассмотрены доминирующие факторы, определяющие характер распределения неконденсирующегося газа, а следовательно, и особенности конденсации нисходящего потока пара в паровой, переходной и сильнозагазованной зонах межтрубного пространства змеевиковой трубчатки, формирующихся в нем под воздействием динамических и гравитационных сил на неконденсирующуюся фракцию (газ). Мощность теплоотвода змеевиковой трубчатки теплообменника при наличии в ее межтрубном пространстве тяжелого неконденсирующегося газа (воздуха, азота) и поступлении в нее насыщенного водяного пара сверху определяется мощностью теплосъема, реализующегося в паровой незагазованной верхней части трубчатки. Приведенные результаты экспериментальных исследований могут использоваться для учета негативного воздействия неконденсирующегося газа на мощность теплоотвода змеевиковых теплообменников пароконденсационных систем энергетических установок.

Литература

1. Тарасов Г.И., Синицын А.Н., Бабин В.А., Большухин М.А., Антипов С.Г., Белин А.В., Васяткин А.Г. Экспериментальное исследование теплоотдачи при конденсации пара на вертикальном многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2010. – №4.
2. Ривкин С.Л. Теплофизические свойства воды и водяного пара/С.Л. Ривкин, А.А. Александров.– М.: Энергия, 1980. – 424 с.

Поступила в редакцию 3.08.2010

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ПРИСТЕННОЙ ОБЛАСТИ «ТЯЖЕЛЫЙ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ- КОНСТРУКЦИОННЫЙ МАТЕРИАЛ» МЕТОДОМ «ЭКСПРЕСС-ЗАМОРАЖИВАНИЯ»

**А.В. Безносов*, Т.А. Бокова*, К.А. Махов*, А.И. Шумилков*,
Ю.Н. Дроздов**, В.Н. Пучков**, В.В. Макаров*****

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

** Институт машиноведения им. А.А. Благонравова РАН, г. Москва

***ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск



Представлены результаты экспериментальных исследований пристенной области в среде тяжелых жидкometаллических теплоносителей применительно к условиям контуров с реакторами на быстрых нейтронах (СВБР, БРЕСТ). Было показано, что шероховатость поверхности нержавеющей трубки существенно увеличивается по сравнению с исходным состоянием в результате длительной циркуляции теплоносителя при движении частиц примесей к границе раздела фаз «конструкционный материал теплоноситель». Было показано, что внеконтурная пассивация в среде атмосферного воздуха поверхности трубы, выполненной из нержавеющей стали несущественно влияет на изменение шероховатости этой поверхности.

Ключевые слова: тяжелый жидкometаллический теплоноситель, контактный слой, конструкционный материал, замораживание, материаловедческий анализ, профилограф, шероховатость.

Key words: heavy liquid metal coolant, contact layer, construction material, freezing, material analysis, profilograph, asperity.

ВВЕДЕНИЕ

В объеме контура любого тяжелого жидкometаллического теплоносителя, расположенного под его свободным уровнем, содержатся поверхности конструкционных материалов, как правило, сталей, находящихся в контакте с теплоносителем, на поверхности которых могут высаживаться примеси. В теплоносителе ра-

© **А.В. Безносов, Т.А. Бокова, К.А. Махов, А.И. Шумилков, Ю.Н. Дроздов, В.Н. Пучков, В.В. Макаров, 2010**

створены примеси – элементы и соединения. Дисперсные частицы примесей размерами от миллиметров до микрон и менее находятся в потоке циркулирующего ТЖМТ и в объеме застойных участков контура. В результате процессов сепарации частиц примесей, имеющих плотность меньше, чем плотность ТЖМТ, примеси концентрируются на свободных поверхностях теплоносителя и в верхних застойных участках контура. В результате процессов массообмена и массопереноса (диффузии, термодиффузии и др.) значительная часть дисперсных примесей выходит в пристенную область: конструкционный материал-теплоноситель. Изменяется шероховатость поверхностей конструкционных материалов, контактирующих с ТЖМТ и, соответственно, гидравлическое сопротивление участков реакторного контура в целом. Изменение шероховатости поверхностей за счет отложений частиц примесей зависит от времени эксплуатации системы, а также от содержания и физико-химического состава частиц примесей в потоке и в пристенной области. Теоретически и экспериментально доказано [1], что пристенный слой циркуляционного контура является фильтром – естественным стоком примесей при несмачивании поверхности ТЖМТ. При изменении режимов работы контура (скоростей и температур потоков и др.) происходит массообмен дисперсными примесями между всеми участками контура. Процессы массообмена в пристенной области определяются температурным и гидродинамическим режимами локального участка контура, примененными конструкционными материалами, примесями в теплоносителе, типом теплоносителя и др. Газовая система является неотъемлемой частью контура ТЖМТ. Из газового объема системы содержащиеся в ней реагенты поступают к границе раздела сред, взаимодействуя как с теплоносителем, так и с находящимися на его поверхности примесями.

Таким образом, при безаварийной работе на энергетических уровнях мощности и в стояночных режимах в контур тяжелого жидкometаллического теплоносителя и систему защитного газа примеси могут поступать за счет

- коррозии конструкционных материалов контура;
- износа – механического истирания и др. (расчетного) элементов контура;
- поступления паров из системы масляных уплотнений (или паров воды из системы водяных уплотнений) циркуляционных насосов;
- попадания консистентной смазки из подшипников насосов;
- диффузии кислорода воздуха через сварные швы и стенки высокотемпературных участков контура;
- примеси кислорода в защитном газе;
- диффузии продуктов деления через оболочки твэлов (для ядерных и гибридных термоядерных реакторов) и трития (для термоядерных установок);
- захвата газов из газовой системы в поток теплоносителя;
- образования изотопов в результате ядерно-физических реакций на теплоносителе ($PbBi$) и содержащихся в нем примесей (полоний-210 и др.) в мишенных контурах ускорительно-управляемых систем.

Особую группу примесей составляют вещества, специально вводимые в контур для его технологической, профилактической послеаварийной и послеремонтной обработок контура (формирования и доформирования защитных и электроизолирующих покрытий, очистки и др.).

Значения характеристик этой пристенной области, их соответствие режимным (температура, скорость и др.) параметрам контура с ТЖМТ, соответствие характеристик контролируемых примесей в теплоносителе и в контуре позволяют прогнозировать состояние контура, обоснованно проводить необходимые технологические обработки контура – пассивацию и допассивацию конструкционных материалов или очистку теплоносителя и контура от тех или иных примесей.

Вследствие изменения шероховатости и гидравлического сопротивления участков контура может потребоваться изменение рабочих характеристик главных циркуляционных насосов реакторных контуров с ТЖМТ в процессе их эксплуатации, что имеет особое значение для осевых насосов с относительно малыми напорами.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Невозможно определить расчетно-теоретическим путем гидравлические потери напора потока тяжелых жидкокометаллических теплоносителей на трение в условиях длительной эксплуатации реакторной установки, т.к. физико-химические принципы формирования пристенной области в среде тяжелых жидкокометаллических теплоносителей существенно отличаются от свойств пристеной области в среде водяного теплоносителя, поэтому методика расчета гидравлических трасс контуров с расплавами тяжелых металлов должна учитывать эти особенности.

В Нижегородском государственном техническом университете была поставлена задача проведения работ по исследованию пристенной области «тяжелый жидкокометаллический теплоноситель-конструкционный материал» для определения зависимости значений шероховатости поверхности конструкционных материалов от режима циркуляции теплоносителя, его физико-химических характеристик и содержания примесей в пристенной области.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ПРИСТЕННОЙ ОБЛАСТИ «ТАЖЕЛЬНЫЙ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ-КОНСТРУКЦИОННЫЙ МАТЕРИАЛ»

Целью экспериментов являлось исследование характеристик сформированной пристенной области – определение толщины ее поперечного сечения и параметров шероховатости этой поверхности, полученных при быстром замораживании участка потока расплава свинца в пристенной области.

Экспериментальный стенд для исследования характеристик пристенной области методом «экспресс замораживания» (рис. 1) состоял из следующих основных элементов:

- контур циркуляции свинцового теплоносителя;
- газовая система;

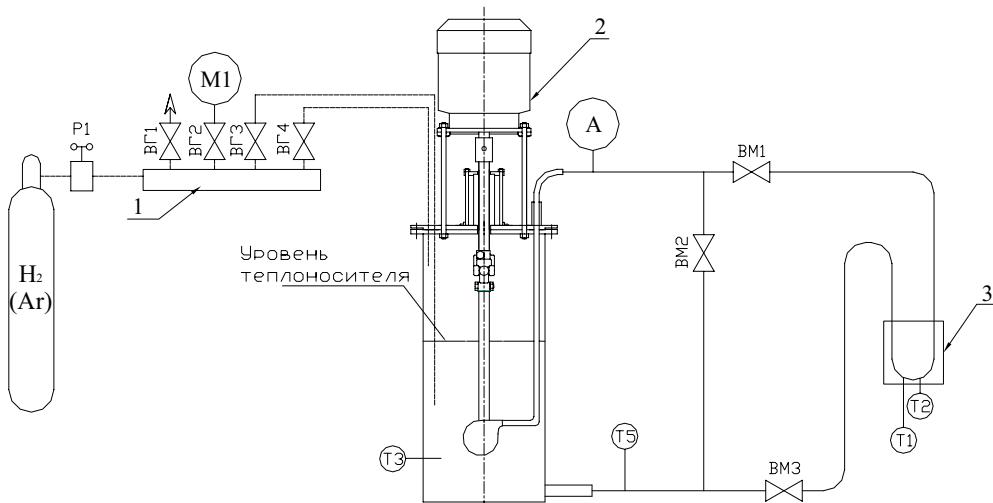


Рис. 1. Схема экспериментального стенда: 1 – газовый коллектор экспериментального стенда; 2 – жидкокометаллический насос; 3 – экспериментальный участок (участок «экспресс-замораживания»)

- система сбора и обработки информации;
- система управления и регулирования параметров стенда;
- система электроэнергоснабжения электропотребителей стенда;
- устройство охлаждения экспериментального участка.

Контур циркуляции свинцового теплоносителя включал в себя

- бак насоса, объемом около 53 дм³;
- электронасос для перекачки свинцового теплоносителя с номинальной по-дачей ~1 м³/ч, напором ~5 м ст.свинца при 1500 об/мин;
- трубопровод Ø14×2 мм циркуляции расплава свинца по экспериментально-му участку;
- трубопровод Ø32×2,5 мм циркуляции расплава свинца по байпасной ветке.

Предварительно перед началом эксперимента было оценено исходное состоя-
ние контура по примесям. Объем свинца в циркуляционном контуре стенда со-
ставлял ~ 38 дм³, суммарная площадь поверхностей конструкционных материалов
трубопроводов, арматуры и оборудования, контактирующих со свинцом, ~ 49 дм²,
объем шлаков на свободной поверхности свинца в баке насоса ~ 3,8 дм³ при сум-
марной площади свободной поверхности свинца в баке циркуляционного насоса
~ 7,5 дм².

Дополнительно в ходе эксплуатации в контур тяжелого жидкокометаллического теплоносителя примеси могли поступать за счет

- коррозии конструкционных материалов контура;
- износа (механического истирания элементов контура), например, рабочих органов насоса;
- диффузии кислорода воздуха через сварные швы и стенки высокотемпера-
турных участков контура;
- захвата газов из газовой системы в поток теплоносителя.

Сущность эксперимента заключалась в следующем.

На первом этапе отрабатывалась методика «экспресс-замораживания» цирку-
лирующего расплава свинца в контуре. По экспериментальному участку (участок
трубы 14,0×2,0 мм из стали 08Х18Н10Т), выполненному в виде U-образного ответ-
вления, после предварительной обработки концентрированной азотной кислотой
для удаления возможных включений на внутренней его поверхности организовы-
валась циркуляция расплава свинца при следующих параметрах теплоносителя:
температура теплоносителя 550°C, концентрация термодинамически активного
кислорода – на линии насыщения, среднерасходная скорость теплоносителя
~3,5 м/с. При отключении электрообогрева экспериментального участка при со-
хранении исходных параметров теплоносителя обеспечивалось формирование
теплового потока от ТЖМТ к стенке конструкционного материала (режим пароге-
нератора). При этом разница температур ядра потока теплоносителя и наружной
стенки трубы 14,0×2,0 мм составляла 5°C. Тем самым происходило формирова-
ние пристенной области «тяжелый жидкокометаллический теплоноситель-конструк-
ционный материал», состояние которой характерно для систем со сформирован-
ными на поверхностях конструкционных материалов оксидными покрытиями при
несмачивании этих поверхностей теплоносителем при насыщении его и контура
кислородом. Перманентность параметров циркулирующего теплоносителя поддер-
живалась в течение всего эксперимента.

После 100 часов выдержки стенда в установившемся режиме осуществлялось
быстрое замораживание свинцового теплоносителя в составе экспериментального
участка, при этом скорость «замораживания» по установленным в нем термопре-
образователям T1 для фиксации и последующего определения состояния пристен-
ной области составляла около 100°C/с.

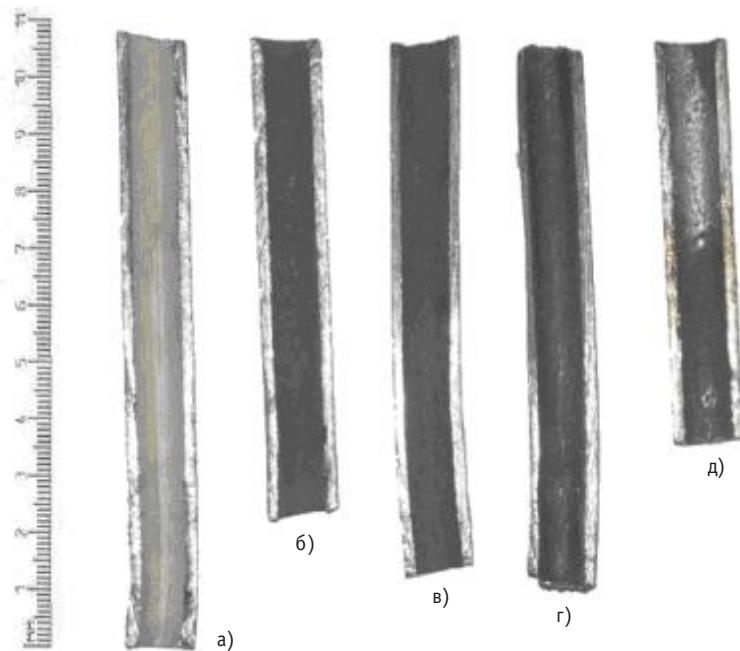


Рис. 2. Фото образцов, полученных для материаловедческого анализа (вид сверху): а) – образец 1; б) – образец 2; в) – образец 3; г) – образец 4; д) – образец 5

На втором этапе после извлечения экспериментального участка из стенда был проведен материаловедческий анализ образцов (рис. 2, 3) по двум направлениям:

- определение значений параметров шероховатости образцов (R_a – среднего арифметического отклонения профиля, R_z – отклонения профиля по десяти точкам);
- определение толщины пристенной области, сформированной на конструкционном материале в ходе первого этапа эксперимента.

Значения параметров шероховатости поверхностей конструкционных материалов были получены исходя из профилограмм, снятых для образцов (табл. 1).

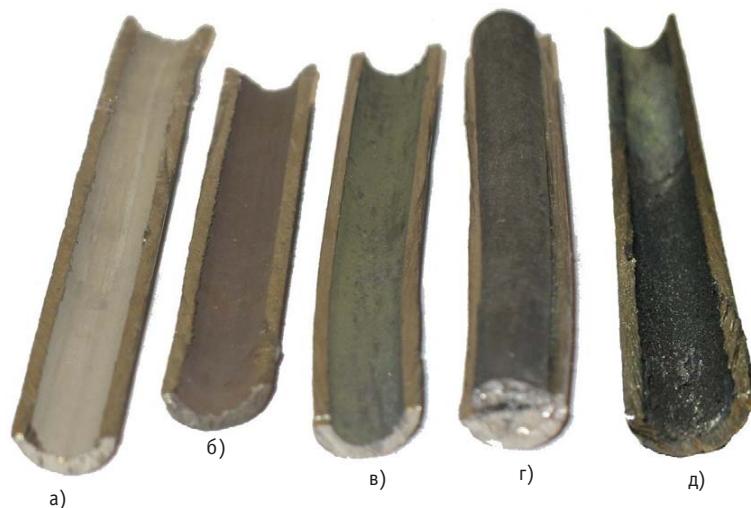


Рис. 3. Фото образцов, полученных для материаловедческого анализа (вид под наклоном): а) – образец 1; б) – образец 2; в) – образец 3; г) – образец 4; д) – образец 5

Таблица 1

Классификация образцов для снятия профилограмм

Образец	Описание
1	«Контрольный», не участвовавший в эксперименте (исходное состояние)
2	После выдержки в среде атмосферного воздуха при $T=550^{\circ}\text{C}$ в течение 100 ч
3	Выдержаный в среде циркулирующего расплава свинца при $T=550^{\circ}\text{C}$ в течение 100 ч
4	Ответная к образцу 3 поверхность застывшего свинца
5	Циркуляционного контура стенда после дренирования теплоносителя

В ходе материаловедческого анализа были получены следующие результаты (i – номер образца):

Образец	R_a , мкм	R_z , мкм	$(R_z^i - R_a^i) / R_a^i \times 100\%$	$(R_z^i - R_z^j) / R_z^i \times 100\%$
1 (рис. 4)	0,876	4,949	–	–
2 (рис. 5)	0,931	4,931	5,6	0,4
3 (рис. 6)	2,764	12,618	213	155
4 (рис. 7)	2,754	13,448	213	271
5 (рис. 8)	4,7166	20,491	436	323

При сравнении образцов 1 и 2 видно, что нагрев и выдержка на воздухе при 550°C в течение 100 ч незначительно изменяет шероховатость внутренней поверхности трубы из стали 08Х18Н10Т. Это обусловлено равномерной диффузией ионов кислорода по всей площади поверхности конструкционного материала в

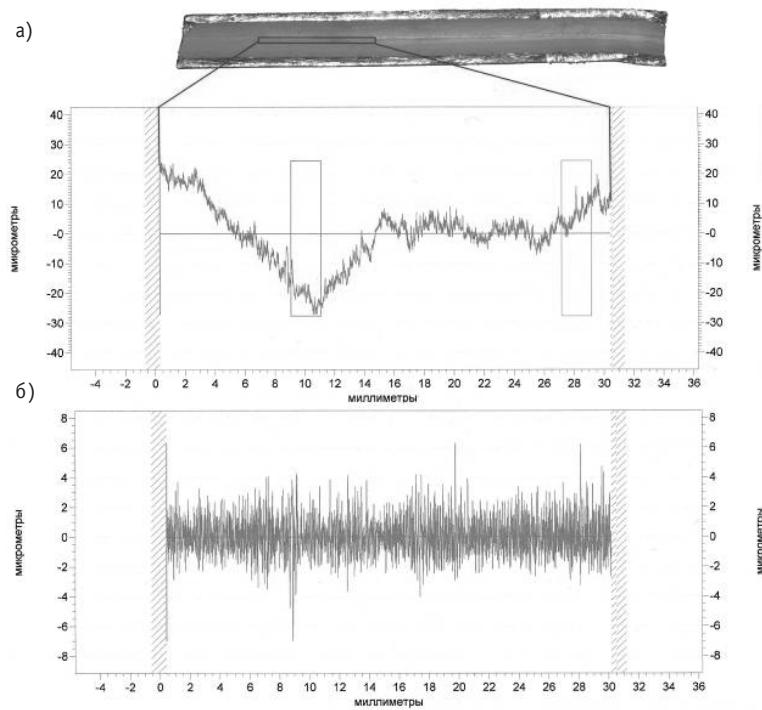


Рис. 4. Профилограмма (профиль (а) и шероховатость (б)) внутренней поверхности образца 1

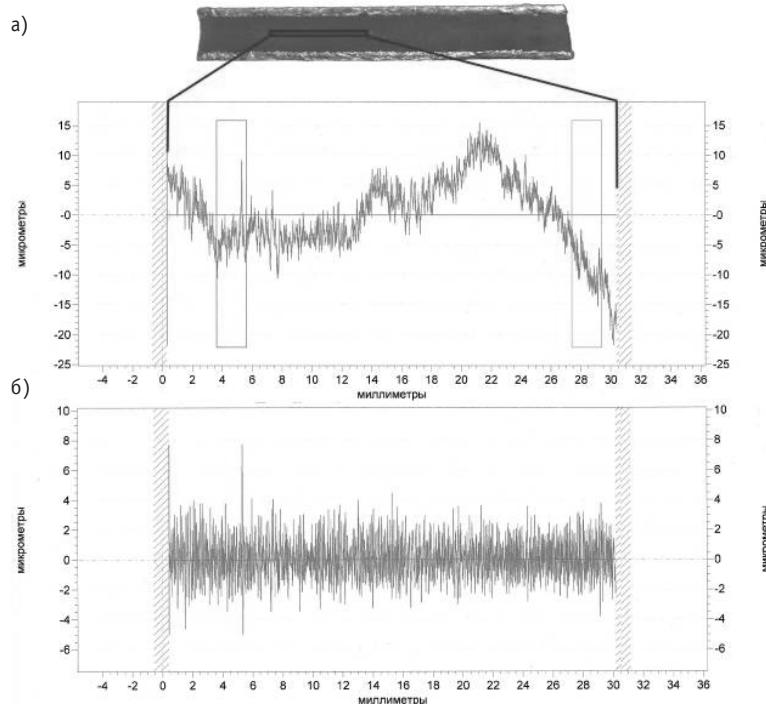


Рис. 5. Профилограмма (профиль (а) и шероховатость (б)) внутренней поверхности образца 2

ходе образования как первичной оксидной пленки, так и дальнейшего роста оксидных покрытий в результате диффузии ионов кислорода через пленку оксида к границе раздела фаз металл-оксид.

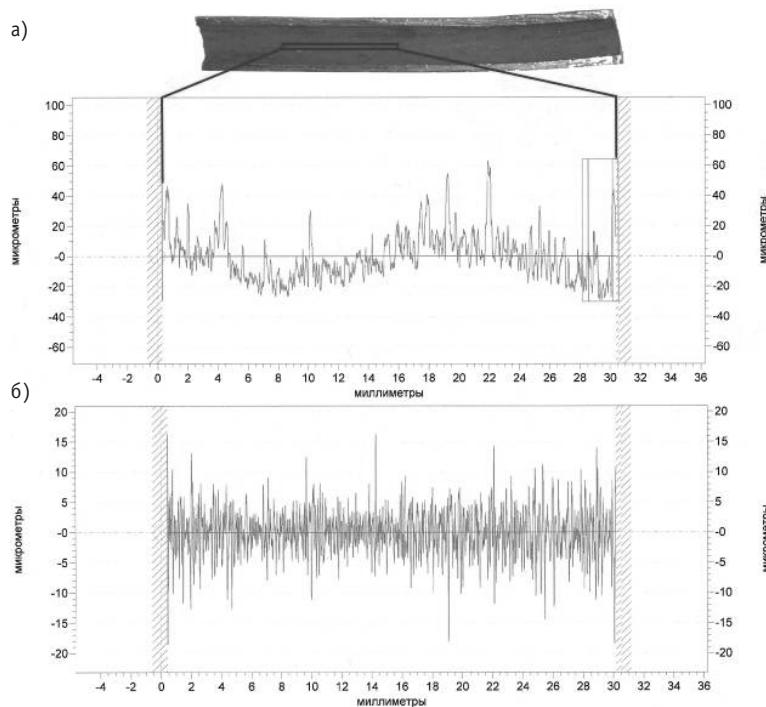


Рис. 6. Профилограмма (профиль (а) и шероховатость (б)) внутренней поверхности образца 3

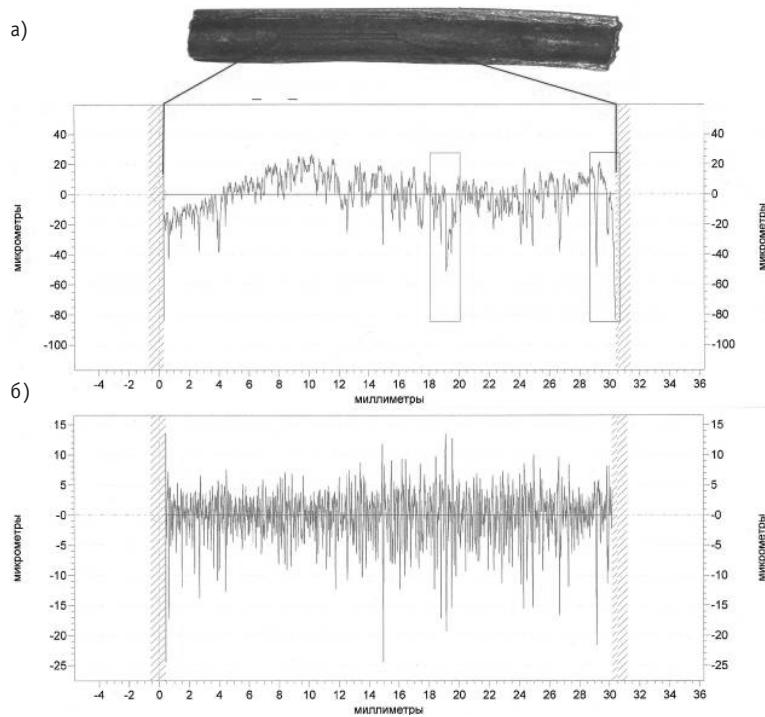


Рис. 7. Профилограмма (профиль а) и шероховатость (б)) поверхности свинцовой пробки образца 4

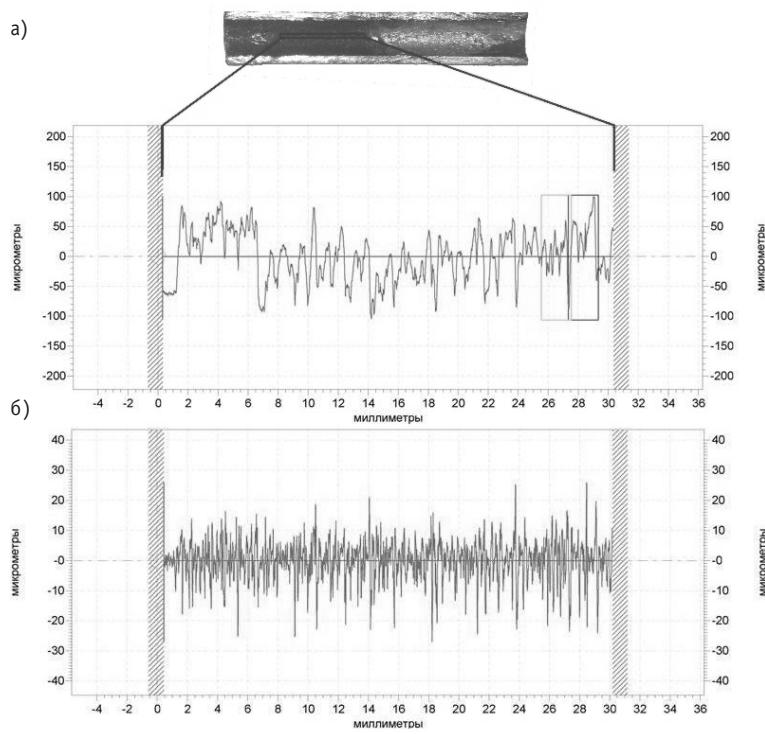


Рис. 8. Профилограмма (профиль (а) и шероховатость (б)) поверхности свинцовой пробки образца 5

При сравнении образцов 1 и 3 видно, что шероховатость внутренней поверхности трубы из стали 08Х18Н10Т существенно увеличивается за счет частиц, сцепленных с поверхностью стенки. Зафиксировано практически полное совпадение макрорельефа поверхностей образцов 3 и 4, значения параметров шероховатостей этих образцов почти идентичны, что свидетельствует о плотном прилегании объема ТЖМТ к поверхности конструкционного материала и отсутствию локальных отрывов потока теплоносителя в момент замораживания. Следует отметить, что имело место явление «легкого» (без механических воздействий) отделения замерзшего теплоносителя от стенки конструкционного материала. Это говорит о наличии агента – газовой или парогазовой прослойки микроскопической толщины между теплоносителем (с рыхлыми отложениями) и поверхностью стали со сформированными оксидными защитными покрытиями. Поверхности образцов 3 и 4 имеют неоднородную по цвету поверхность. Характерны мелкодисперсные хлопьевидные отложения темно-зеленого, черного и темно-красного цветов размерами от 1 до 20 мкм (рис. 9).

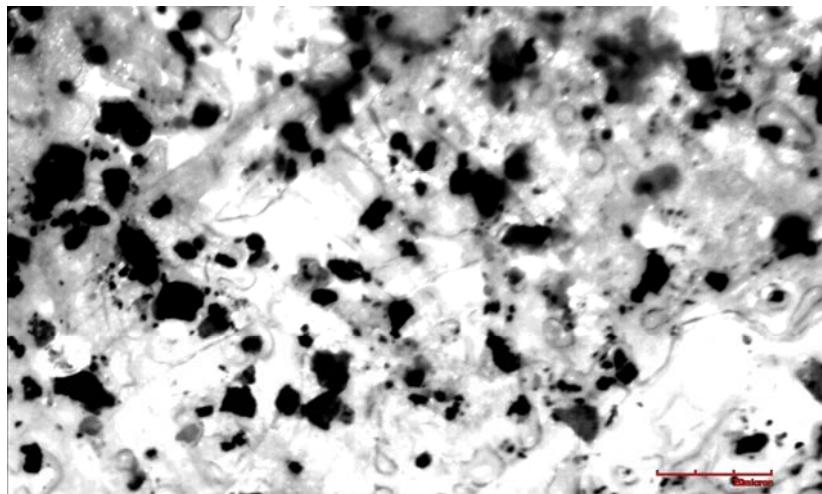


Рис. 9. Фото примесей в пристенной области при 200 кратном увеличении под микроскопом (цина деления – 20 мкм)

При продольном разрезе в центральном объеме свинцовой пробки следов примесей обнаружено не было. Это свидетельствует о том, что частицы оксидов теплоносителя в циркулирующем контуре под действием инерциальных, массовых и других видов сил выносятся из ядра потока к периферии и принимают участие в формировании пристенной области.

Сравнительный анализ профилограмм образцов 1 и 5 показал существенное различие в значениях параметров шероховатостей этих образцов. Значения величин R_a и R_z для образца 5 более, чем в 5 раз по сравнению с образцом 1. Это может быть обусловлено отложениями частиц примесей на поверхности трубы образца 5 вследствие сложных физико-химических процессов и процессов массопереноса примесей и оксидов теплоносителя, характерных для ТЖМТ в заданных условиях, при наличии теплового потока, направленного от теплоносителя к конструкционному материалу (режим парогенератора). «Холодная» относительно потока теплоносителя пристенная область способствует кристаллизации в ней растворенных примесей, увеличенной, по сравнению с ядром потока, концентрации в этой области частиц примесей за счет термодиффузии и других процессов. Значение

коэффициента поверхностного натяжения «холодной» поверхности ТЖМТ в месте ее контакта со стенкой больше, чем «горячей». При передаче тепла от стенки к ТЖМТ образование отложений и накопление примесей в пристенной области возможно, в основном, за счет процессов массопереноса и массообмена примесей с ядром потока.

Полученный результат говорит о том, что при расчете контуров реальных энергетических установок нужно учитывать вероятное сильное изменение гидравлических характеристик потока вследствие значительного увеличения шероховатости поверхности.

Следует отметить, что поскольку эксперимент проводился при насыщении теплоносителя и контура кислородом, то слой рыхлых отложений оксидов на поверхности расплава, контактирующего со стенкой жидкого металла, имел значительную толщину, не характерную для эксплуатации контура с содержанием кислорода меньшим, чем при насыщении. Можно выделить участки первого контура реакторной установки с тяжелым жидкотекущим теплоносителем, в которых изменение шероховатости поверхности может существенным образом изменить характеристики потока, увеличивая его гидравлическое сопротивление в процессе эксплуатации.

- Активная зона вследствие малого ($\sim 10^{-3}$ м) шага между тепловыделяющими элементами. Потери напора значительно увеличиваются при уменьшении характерного размера трассы, поэтому в системе каналов активной зоны реакторной установки могут происходить значительные потери напора в процессе эксплуатации. Увеличение отложений частиц примесей в каналах с малыми характерными размерами способствует уменьшению проходного сечения каналов даже при относительно малом содержании примеси кислорода в теплоносителе.

- Парогенератор. Направление перемещения примесей в теплоносителе вследствие термодиффузии совпадает с направлением теплового потока, способствуя образованию отложений на поверхности конструкционных материалов трубной системы парогенераторов и увеличению шероховатости по сравнению с «горячими» участками контура.

На рисунке 10 приведена фотография пристенной области поперечного шлифа образца «экспресс-замораживания», выдержанного в среде циркулирующего расплава при увеличении под микроскопом в 200 раз.

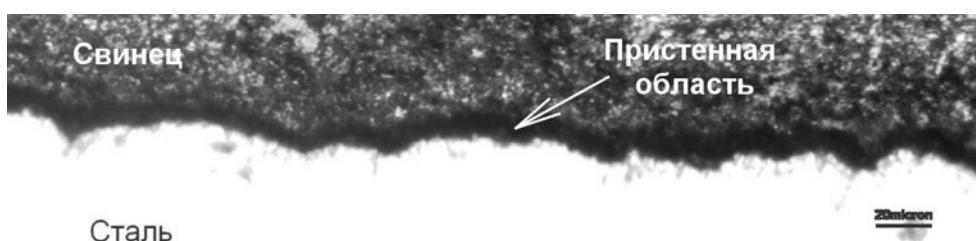


Рис. 10. Фото внутреннего края шлифа торцевой поверхности (увеличение в 200 раз)

По результатам данного исследования была оценена толщина пристенной области, значение величины которой составило от 10 до 20 мкм. Это говорит о наличии достаточно толстого слоя «рыхлых» отложений примесей на поверхности сформированного в ТЖМТ оксидного покрытия, который обычно удаляется с поверхности оксидного покрытия при проведении материаловедческих исследований. Наличие этого слоя и обуславливает существенное различие в значениях параметров шероховатости поверхностей исходного образца 1 и образца 5, как было показано ранее.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные исследования показали, что характеристики пристенной области, а именно, ее толщина и шероховатость поверхности, формирующейся в среде тяжелых жидкокометаллических теплоносителей, существенно меняются в зависимости от физико-химических параметров теплоносителя. При циркуляции со среднерасходной скоростью ~3,5 м/с и температуре 550°C при насыщении расплава кислородом и разнице температур внутренней и внешней стенок экспериментального участка в 5°C толщина пристенной области увеличивается на 10–20 мкм, а значение величины шероховатости поверхности по основным высотным параметрам (R_a – среднее арифметическое отклонение профиля, R_z – высота неровностей профиля по десяти точкам) увеличивается более чем в четыре раза. Это может приводить к заметным различиям гидравлических характеристик трасс контуров с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями, рассчитанных по существующим методикам, с их реальными значениями.

Внеконтурная пассивация конструкционных материалов в среде атмосферного воздуха практически не влияет на исходную шероховатость поверхности.

В процессе циркуляции частицы примесей с размерами от 1 мкм и более выносятся из ядра потока в пристенную область, где принимают участие в ее формировании, разделяясь на две контактирующие между собой фазы (частицы, сцепленные с теплоносителем, и частицы, сцепленные с конструкционным материалом), разделенные газовой или парогазовой прослойкой микроскопической толщины, предотвращающей налипание частиц теплоносителя на поверхность конструкционного материала.

Работа проводилась в рамках федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг.

Литература

1. Безносов, А.В. Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в атомной энергетике / А.В. Безносов, Ю.Г. Драгунов, В.И. Рачков. – М.: ИздАт, 2007. – 434 с.

Поступила в редакцию 19.10.2010



Олегу Дмитриевичу Казачковскому 95 лет

Глубокоуважаемый Олег Дмитриевич,
поздравляем Вас с замечательным юбилеем!

Несмотря на солидный возраст Вы сохраняете ясность ума и четкость мысли, не лезете за словом в карман, с удовольствием и с неизменным успехом выступаете на различных научных и общественных мероприятиях, активно высказываетесь в прессе по общественным и научным проблемам. Совсем недавно в ИАТЭ появилось Ваше нестандартное учебное пособие «Пути итерационного решения сложных систем уравнений», а в ноябре в издательстве ГНЦ РФ-ФЭИ вышла в свет Ваша книга «Записки физика о войне и мире».

Вы – удивительный человек. В Вашей биографии как в зеркале отражается история нашей страны. Вы работали на заводе во время индустриализации, учились в университете, когда страна создавала собственную интеллектуальную элиту, прошли всю Великую Отечественную войну. В начале 1946 г., вернувшись к мирному труду, защитили кандидатскую диссертацию.

Работая в «Лаборатории В» (теперь ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского), куда Вас пригласил Александр Ильич Лейпунский, Вы активно участвовали в разработке реакторов на быстрых нейтронах, с самого начала оценив важность нового направления в ядерной энергетике, и стали верным соратником и сподвижником А.И. Лейпунского. Вы – Лауреат первой Ленинской премии за реакторы на быстрых нейтронах!

С 1963 по 1973 гг. Вы возглавили вновь созданный Институт атомных реакторов в Димитровграде.

С 1973 г. Вы вновь в Обнинске – но уже директором Физико-энергетического института. И здесь произошло событие международного масштаба – пуск промышленного реактора на быстрых нейтронах БН-600.

Вы внесли большой вклад в организацию, становление и развитие кафедры ядерной физики ОФ МИФИ, успевали читать лекции студентам, удачно подбирали кадры – достаточно упомянуть заведующих кафедрой С.Р. Холева, А.И. Абрамова, а также руководителя лаборатории кафедры А. Барышникова.

Позвольте пожелать Вам всего самого-самого, здоровья, настроения и успехов в писательской и научной деятельности.



Руководство ИАТЭ НИЯУ МИФИ,
кафедры ядерной физики, общей и специальной
физики, прикладной математики,
редколлегия журнала «Известия вузов.
Ядерная энергетика».

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.534

Some Benefits from Use of Radiogenic Lead as a Coolant of Fast Reactors | V.A. Apse, A.N. Shmelev, A.M. Sirotkin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 11 pages, 7 tables. – References, 12 titles.

The paper evaluates a possibility to improve some thermal-physical parameters of lead-cooled fast reactors (BREST-type reactors) by using radiogenic lead with large content of isotope ^{208}Pb as a coolant. The paper demonstrates that unique neutron-physical properties of ^{208}Pb allow to use more sparing conditions for routine operation of lead-cooled fast reactors on coolant velocity and pressure drop for coolant flow through the reactor core while coolant heating up and total thermal power is kept constant.

УДК 621.039.51

Singular Approach in Physical Calculations of the Fast Reactor Plant | A.A. Bezborodov, E.V. Dolgov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 1 table. – References, 20 titles.

The aim of the paper is considering of the application of the singular functions technique employment in practical tasks for description of neutron cross-sections interactions with media nuclides nuclei in resonance part of energy for physical simulation of the fast reactor plants, in which non-resolution field is important.

УДК 621.039.548

Peculiar Features of the MIR Reactor Core Configuration | A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, A.P. Malkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 5 illustrations. – References, 7 titles.

Presented are principles of core configuration of the MIR loop-type research reactor, which allow the required irradiation conditions of experimental fuel elements and assemblies to be provided. Preliminary testing results substantiated an increase in the number of control rods. This ensured the observance of nuclear safety requirements during reloading of the reactor taking account of personnel errors and also possibility to provide conditions in the MIR core suitable for the performance of new types of experiments. The proposed and implemented method of non-uniform loading of the core ensures saving of fuel, minimization of the reactor power during simultaneous irradiation of several experimental fuel assemblies and constancy of neutron flux profile in the experimental channels.

УДК 621.039.56

Conditions for Minimum Deviation from Zero Level of Reactivity in Point Model for Unlocked Burnable Poison | Yu.A. Kazansky, D.M. Titov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 10 titles.

For the low power reactors in the implementation of the idea of self-control, it is important to obtain the time dependence of reactivity, possibly a little different from zero level. At the same time, we know that by using of burnable poison positive overshoot of reactivity is observed. In this paper we present conditions under which it is possible to realize the minimum deviation from zero reactivity during burnup

УДК 621.039.548

Arrangement of Additional High-Flux Irradiation Volumes in the SM Reactor Core | Yu.A. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin, V.V. Pimenov, V.A. Uzikov, S.I. Chekalkin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 5 titles.

To increase the effectiveness of the SM operation by arranging additional irradiation volume in the high-flux channels, it was proposed to locate two FAs with experimental channels 24.5mm in diameter in the core cells adjacent to the neutron trap. The channels should be adjacent both to the neutron trap and to each other. In this case, additional irradiation volume, so-called «small trap», can be arranged. The calculations and experiments performed to investigate the SM characteristics in the

presence of the «small» trap resulted in the evaluation of the neutron flux density, maximal coefficients of heat rate non-uniformity, reactivity and duration of the SM run. The proposed arrangement has been implemented and materials have been irradiated in the «small» trap for the last 1.5 years of the SM operation.

УДК 621.039.56

Change of the SM Reactor Core Characteristics under the Variation of the Control Rods Arrangement | A.V. Klinov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 6 titles.

The results of neutron-physical calculations of the SM reactor characteristics under various control rods arrangement are presented. Two most intensive reactor campaigns were considered to obtain the dependence of the non-uniformity coefficient of the heat rate distribution over the FA cross-section as well as thermal flux density on the fuel rod surface and thermal neutron flux density vs. the mutual arrangement of the central shim rod (CSR) and periphery shim rods (SR). The dependence of fluence and thermal flux density on the sequence of the control rods removal has been studied as well.

УДК 621.039.517

Change of the Heat Rate Distribution in the SM Reactor Core during its Refueling and Campaigns | A.V. Klinov, V.V. Pimenov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

The results are presented of neutron-physical calculations of the SM reactor campaigns performed during the reactor operation in 2000-2010. With the account of fuel burnup in the fuel rods and arrangement of the control rods, the heat rate distribution has been defined as well as the maximal thermal flux density values. The mechanisms of heat rate distribution during the reactor refueling and campaigns were examined, the control rods being removed according to the set procedure. A methodical approach to the evaluation of the core hydroprofiling has been proposed.

УДК 621.039.51

Graph Representation for VVER-1000 Core Conditions | R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 8 illustrations. – References, 4 titles.

A method is presented which makes it possible to control core conditions is based on in-core monitoring data handling (power density detectors (PDD) and thermocouples (TC)). To control core conditions the method also enables to use PDD and TC together and to represent output in well-behaved view. The method is used for analyzing in-core monitoring data at Kalinin NPP. Adequate mapping of core conditions has been verified.

УДК 621.039.58

Neural Network Models for signal filtering and PWR leakage Diagnostics | A.O. Skomorokhov, A.A. Kudryev, S.A. Morozov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 2 tables. – References, 7 titles.

The article is devoted to the diagnosis of anomalous situations involving loss of coolant in the 1-st loop of PWR reactors. The results of studies carried out in implementing the system diagnosing leaks on KalNPP. Considered by multiple polynomial models for filtering acoustic signals in a system of reactor pipes leakage control, to reduce the likelihood of false alarms of the system. Proposed neural network algorithm for diagnosing the leakage.

УДК 629.039.58

LINQUAD Program Validation for Uncertainty Analysis of Transient Emergency Process Calculation Results on Nuclear Energy Installation with VVER-1000 Reactor | M.A. Uvakin, I.G. Petkevich; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 7 titles.

This work deals with LINQUAD program application for uncertainty analysis of transient processes calculation by the example of international test problem with steampipe rupture on reactor installation. Also, there is a comparing of LINQUAD method with GRS method which is widely used for similar

problems solution. Authors describe the results of parametric uncertainty analysis for concerned process calculation on KORSAR/GP program code.

УДК 504.064: 631.438

Monitoring Network Optimization on Radioactively Contaminated Territory with the use of Multiobjective Genetic Algorithms and Neural Nets | S.V. Gritsyuk, B.I. Yatsalo, G.I. Afanasev, I.A. Pichugina; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 12 pages, 4 tables, 4 illustrations. – References, 29 titles.

Optimization of monitoring network structure for radioactively contaminated territory is considered based on multiobjective optimization with implementation of modified genetic algorithms integrated with neural network. Geographic information system (GIS) of contaminated territory is used within the case study on monitoring network optimization. This work demonstrates effectiveness of integration of multiobjective genetic algorithms with neural networks and GIS within the problems on environmental protection and remediation of contaminated sites.

УДК 502.52:631.4

Patterns of Spatial and Temporal Changes in Soil Biological Activity in the Location of Nuclear Power Plants (on Example of Obninsk-city Soils) | N.N. Pavlova, Yu.V. Kulish; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 20 titles.

Comprehensive analysis of the spatial and temporal changes in soil biological activity at the location of nuclear power plants was carried out. Found the variation of the enzymatic activity of microbial content in the soil of some heavy metals, radionuclides and organic substances, indicators of acidity and texture of the soil. The contribution of these factors in the spatial variability of biological indicators identified long-term trend direction, giving an idea about the dynamics of the functioning of soil biota.

УДК 621.039.54

Methods Development for Economical Advantages Investigation of VVER-Type Reactors Closed Fuel Cycle | N.I. Geraskin, N.A. Piskunova; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 1 table. – References, 5 titles.

The method offered in the article enables to evaluate the economical expediency of enclosing light water reactors fuel cycle in such a way that the obtained results have minimal dependence on three main parameters with most uncertain values – the costs of natural uranium, enrichment and spent fuel reprocessing. Economic expediency criterion for fuel cycle enclosing has been derived from comparison of the electric energy cost fuel factor in the closed and the open fuel cycle. There are also presented the results of this method application for investigation of economical advantages of VVER-1000 reactor closed fuel cycles with uranium and plutonium fuel.

УДК 621.039.543.6

Developing Mathematical Model for Nuclear Energy Fuel Cycle Based on Thermal and Fast Reactors | V.M. Dekusar, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov, V.V. Korobeynikov, V.E. Korobitsyn, D.A. Klinov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 14 pages, 3 tables, 13 illustrations. – References, 14 titles.

The paper describes a nuclear energy (NE) model and computer code CYCLE modules developed for this particular NE pattern. The modules developed enable to model the NE system operating in both open and closed cycles. The current research considers partially closed fuel cycle in terms of Pu and regenerated Uranium. Here it has been assumed that Pu produced by Uranium fueled thermal reactors (VVER in particular) after being cooled down due to keeping irradiated fuel in spent fuel pool and regenerating fuel is 100% used to start and maintain operation of the same reactor types fueled with MOX.

The paper discusses comparable results obtained for VVER-1000 reactor based open fuel cycle and those obtained for partially closed in terms of Pu and regenerated U fuel cycle based on U reactors and VVER-1000 reactor types fueled with MOX of the same installed power.

U-fueled and MOX-fueled reactors ratio has been determined by Pu balance. Mass and ecological fuel cycle parameters as well as the amounts accumulated in spent fuel storages and final repositories have been analyzed and compared.

УДК 621.039.51

Enhancement TRU Proliferation Resistance through Gamma Buildup from Rare Earths | A.I. Dyachenko, V.V. Artisyuk, S.N. Filimonov; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 15 titles.

This paper deals with analysis of radiation barriers to reduce the attractiveness of transuranic materials from the view of nonproliferation. The barrier is formed by doping of rare earth gamma emitters. The selection of appropriate rare earth nuclides was the main focus of the present paper. The quantitative requirements for the presence of rare earth nuclide impurities to form barriers formulated, taking into account the existing criteria for evaluating security.

УДК 621.039.543.6

Comparative Analysis of Fission Materials for Uranium-Plutonium and Thorium-Uranium Cycles on Nonproliferation Criteria | V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 10 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.

The approaches to estimation of relative attractiveness of materials on the base of uranium-233 in thorium cycle with proliferation risk point of view are studied. Preliminary assessment of relative attractiveness for uranium-233 on the base approach developed for plutonium fuel was executed. It was shown that attractiveness depends from uranium-232 content and time of cooling very strong. Findings were compared with analogue characters of materials using in uranium-plutonium fuel cycle.

УДК 621.039.1

Prospectives of Nuclear Industry Development in Siberia. Ecology, Safety, Economics | V.I. Boyko, F.P. Koshelev, G.M. Pshakin, O.V. Selivanikova; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 3 tables. – References, 24 titles.

Rosatom projects for Krasnoyarsk, Tomsk and Irkutsk regions are briefly analyzed. Special attention is paid to construction of Seversk NPP in Tomsk region. Necessity and principles for construction of NPP are argument. Estimations of severe accident consequences alternative (using coal, natural gas or other type of fuel) electricity production plant same capacity (2300 MWel) were done.

УДК 621.039.534.63

Modelling of Mass Transfer of Corrosion Products in the Circuit of NPP with Sodium Coolant | V.V. Alexeev, A.S. Kondratiev; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 2 tables, 7 illustrations. – References, 9 titles.

The article describes the process model of mass transfer of impurities according to their chemical interactions in the system sodium – structural material – impurity. The data for the primary circuit of reactor BN-600, both for the nominal mode, and for the cases of a hypothetical accident with increasing facility parameters. The data obtained can be used to perform the safety analysis of facility.

УДК 621.039.58:536.423

Calculation and Experimental Study of Noncondensable Gases Influence on the Operation of VVER Steam Generator Model in Condensation Mode in the Event of the Beyond Design Basis Accident | A.A. Zaytsev, D.S. Kalyakin, A.A. Lukyanov, A.V. Morozov, T.V. Popova, O.V. Remizov, O.V. Supotritskaya, A.A. Tsiganok; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2010. – 11 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

The results of calculation and experimental study of the influence of noncondensable gases on the operation of VVER steam generator model in condensation mode are presented. The experiments have been performed at the GE2M-PG large-scale facility under conditions of natural circulation of the first and second circuits for the vapor pressure of the first circuit 0.36 – 0.38 MPa. Numerical simulation of the experiments was conducted using the computer code KUPOL-M. As a result of work the experimentally determined the effect of noncondensable gases on the condensation power of the steam generator model and found that the computer code KUPOL-M satisfactorily simulates the process under investigation.

УДК 621.039.51

Calculations of 3D-Flow by CFD-Code OpenFOAM | A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 6 illustrations. – References, 21 titles.

Calculations 3D modelling with use of methods of computation fluid dynamic are presented for flow in cylinder with closed top. With use of two popular models of turbulence the testing of code OpenFOAM is carried out on the basis of comparison with experimental data.

УДК 621.039.53

Calculation by CFD-Method the Hydraulic Resistance for Rectangular Channel at Different Gap between Obstacles | A.A. Kazantsev, A.S. Kondratiev, Yu.D. Levchenko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 4 titles.

The problem of parallel operation the best estimation codes (TRAC, RELAP5) and codes of computational fluid dynamics (CFD codes) is actual in field of thermal physics of reactors. In the present paper there was used the software package OpenFOAM [1] as CFD code. For group of the "best estimation codes" as the basic calculation method at present, it is necessary to set the factors of hydraulic resistance obtained from experiment. Modern CFD codes are able to receive these factors of hydraulic resistance as result of "numerical experiments". The given property is very important for reactor circuits in which on length of some tens hydraulic diameters local hydraulic resistance are located, with nonlinear interaction on each other. It results in a significant error of design calculations of pressure difference on the primary circuit.

The comparison between the experimental data and results of 3D calculations was performed in order to check the applicability of CFD method. Serial calculations were carried out for the rectangular channel for variants with different gaps between obstacles from minimal up to an interval exceeding length of hydrodynamic stabilization. Results of calculations are slightly differs from experimental data with acceptable accuracy for practice.

УДК 621.039.534:536.24

Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank | G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 3 illustrations. – References, 5 titles.

Here are presented results of experimental research and generalization of the experimental data on heat transfer rate under complete condensation of the descending flow of the prime water steam on the outer surface of vertical multi-row slightly inclined in-line tube bank under pressure of the condensing steam equal to 0,2-2,0 MPa.

УДК 621.039.534:536.24

Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank | G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 2 titles.

Here are presented results of experimental research steam condensation conditions from steam-gas mix on the outer surface of vertical multi-row slightly inclined in-line tube bank in the absence and in the presence of relief non-condensable gas from tube space.

УДК 621.039.534

An Experimental Research of Properties of the Boundary Surface «Heavy Liquid Metal Coolant – Constructional Material» with «Express Freezing» Method | A.V. Beznosov, T.A. Bokova, K.A. Makhov, A.I. Shumilov, Yu.N. Drozdov, V.N. Puchkov, V.V. Makarov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 11 pages, 10 illustrations. – References, 1 title.

Results of experimental research of boundary surface of constructional materials in the medium of high-temperature (550°C) heavy liquid metal coolants (HLMC) of perspective nuclear power installations of LFR type. It is shown that asperity of stainless surface changes considerably as a result of active insoluble impurity moving towards the «steel – coolant» interface that takes place during long-term HLMC circulation. It is shown that long-term passivation of steels in air medium at high temperatures (550°C) does not seriously influence on asperity alteration of its surfaces.

НАШИ АВТОРЫ

Алексеев В.В. – д.т.н., заведующий лабораторией Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ). E-mail: alexeev@ippe.ru

Алыев Р.Р. – инженер Калининской АЭС. Окончил Обнинский государственный технический университет атомной энергетики в 2006 г.

Анисонян В.Р. – в 2005 г. окончил Государственный инженерный университет Армении по специальности «Эксплуатация АЭС». В 2009 г. окончил очную аспирантуру ИАТЭ. В настоящее время работает в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». Область научных интересов – расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM в рамках проекта специализированного медицинского реактора МАРС.

Антипин С.Г. – начальник лаборатории критических систем (сборок) и теплофизики ОАО «ОКБМ Африкантов».

Апсэ В.А. – к.т.н., заведующий научно-исследовательским сектором кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: apseva@mail.ru.

Афанасьев Г.И. – магистрант второго года обучения ИАТЭ. Область научных интересов – искусственный интеллект (искусственные нейронные сети и генетические алгоритмы), многокритериальный анализ решений, задачи оптимизации.

Бабин В.А. – к.т.н., главный специалист ОАО «ОКБМ Африкантов».

Безбородов А.А. – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)94522.

Безносов А.В. – д.т.н., профессор кафедры «АТСиМИ» НГТУ. E-mail: besnosov@nntu.nnov.ru.

Белин А.В. – ведущий инженер-испытатель ОАО «ОКБМ Африкантов».

Бокова Т.А. – к.т.н., доцент кафедры «АТСиМИ» НГТУ.

Большухин М.А. – к.т.н., начальник отделения научно-технического обоснования проектов ОАО «ОКБМ Африкантов».

Васяткин А.Г. – инженер-испытатель ОАО «ОКБМ Африкантов».

Гераскин Н.И. – к.т.н., заместитель заведующего кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского инженерно-физического института (Национального исследовательского ядерного университета).

Грицюк С.В. – аспирант Обнинского института атомной энергетики НИЯУ МИФИ (ИАТЭ НИЯУ МИФИ). Закончил факультет кибернетики ИАТЭ в 2007 г., участник нескольких международных проектов по созданию систем поддержки принятия решений. Область научных интересов – распределенные системы, многокритериальный анализ решений, разработка и применение систем поддержки принятия решений, Java-технологии.

Декусар В.М. – к.т.н., начальник лаборатории в ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, утилизация оружейного плутония, применение тория и урана-233 в ядерной энергетике (ЯЭ), технико-экономические исследования в области ЯЭ, проблемы замыкания топливного цикла, математическое моделирование ядерного топливного цикла, системный анализ ЯЭ.

Долгов Е.В. – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)98871.

Дроздов Ю.Н. – д.т.н., руководитель отдела Института машиноведения им. А.А. Благонравова РАН. E-mail: drozdov@mail.ru.

Зайцев А.А. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – теплогидравлика, численное моделирование. E-mail: zaytsev@ippe.ru

Ижутов А.Л. – к.т.н., директор реакторного исследовательского комплекса ГНЦ НИИАР. Окончил МИФИ в 1979 г. Область научных интересов – методы и техника внутриреакторных испытаний топлива и материалов в исследовательских реакторах.

Каграманян В.С. – к.т.н., советник генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – стратегические исследования в обоснование стратегии развития АЭ России, включая утилизацию оружейного плутония и малых актинидов, технико-экономические исследования проблем АЭ, вопросы замыкания топливного цикла, системный анализ АЭ.

Казанцев А.А. – к.т.н., доцент ИАТЭ НИЯУ МИФИ, зав. лабораторией теплофизического моделирования в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В 1981 г. окончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института. Область научных интересов – разработка моделей основного технологического оборудования, моделирование двухфазных потоков для тренажеров АЭС, расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM.

Калашников А.Г. – к.т.н. ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, утилизация оружейного плутония, проблемы замыкания топливного цикла, математическое моделирование ядерного топливного цикла, системный анализ ЯЭ.

Калыгин В.В. – д.т.н., начальник физико-технического отделения ГНЦ НИИАР. Окончил МИФИ в 1977 г. Область научных интересов – реакторная физика.

Калякин Д.С. – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – безопасность атомных станций с водоохлаждаемыми реакторами. E-mail: puwissitiy@mail.ru

Клинов А.В. – к.ф.-м.н., заместитель директора реакторного исследовательского комплекса Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов – реакторная физика. Тел. (84235) 6-55-23, e-mail: klinov@niiar.ru

Клинов Д.А. – к.т.н., заведующий кафедрой расчета и конструирования реакторов АЭС ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Область научных интересов – исследования в обоснование стратегии развития АЭ России, включая проблему младших актинидов и опасных продуктов деления, вопросы замыкания топливного цикла, системный анализ радиобиологической опасности звеньев ЯТЦ.

Колесов В.В. – к.ф.-м.н., доцент кафедры расчета и конструирования реакторов АЭС ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Тел. (48439)78475.

Кондратьев А.С. – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ.

Коробейников В.В. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых нейтронах, расчеты сложных систем методом Монте-Карло, системный анализ ядерной энергетики, проблемы нераспространения.

Коробицын В.Е. – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на тепловых нейтронах, утилизация оружейного плутония, компьютерное моделирование ядерного топливного цикла.

Кудряев А.А. – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ.

Лескин С.Т. – д.т.н., профессор, заведующий кафедрой оборудования и эксплуатации ЯЭУ. Область научных интересов – диагностика оборудования АЭС по данным внутриреакторного контроля.

Лукьянов А.А. – к.х.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – теплогидравлика, физическая химия, CFD-моделирование. E-mail: ALUK@IPPE.RU.

Макаров В.В. – руководитель лаборатории, Федеральное государственное унитарное предприятие «Опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС». E-mail: makarov@grpress.podolsk.ru.

Малков А.П. – к.т.н., начальник отдела ядерной безопасности ГНЦ НИИАР. Окончил Уральский политехнический институт в 1986 г. Область научных интересов – реакторная физика.

Махов К.А. – магистрант кафедры «АТСиМИ» НГТУ.

Морозов А.В. – к.т.н., с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – пассивные системы безопасности АЭС с реактором ВВЭР, процессы тепло- и массообмена, водородная энергетика. E-mail: morozovandrey.email@gmail.com.

Морозов С.А. – д.т.н., старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Петкевич И.Г. – студент 6-го курса МИФИ (выпускник 2010 г.). Область научных интересов – физика реакторов, физический и теплогидравлический расчет ядерных реакторов, математическое моделирование физических процессов. E-mail: piglet0604@mail.ru.

Пименов В.В. – к.т.н., начальник лаборатории Научно-исследовательского института атомных реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград. Область научных интересов – реакторная физика. Тел. (84235) 6-58-66.

Пискунова Н.А. – аспирантка кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов НИЯУ МИФИ.

Пичугина И.А. – старший преподаватель кафедры «Информационные системы» ИАТЭ. Закончила механико-математический факультет МГУ в 1981 г. Область научных интересов – ГИС, базы данных, математическое моделирование, разработка и применение ГИС поддержки принятия решений.

Попова Т.В. – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – теплогидравлика, численное моделирование.

Пучков В.Н. – к.т.н., руководитель лаборатории Института машиноведения им. А.А. Благонравова РАН. E-mail: puchkov.v.n@bk.ru.

Ремизов О.В. – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – безопасность АЭС с реактором ВВЭР, процессы тепло- и массообмена. E-mail: remizov@ippe.ru.

Синицын А.Н. – ведущий инженер-испытатель ОАО «ОКБМ Африкантов».

Сироткин А.М. – к.т.н., доцент кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: sam_mas41@mail.ru.

- Скоморохов А.О.** – к.т.н., доцент кафедры «Автоматика, контроль и диагностика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ.
- Старков В.А.** – к.т.н., начальник отдела Научно-исследовательского института атомных реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, доцент кафедры «Ядерные реакторы» Димитровградского филиала Ульяновского государственного технологического университета. Область научных интересов – теплофизика и реакторная физика. Тел. (84235) 6-55-72, e-mail: sva@npiiar.ru.
- Стогов В.Ю.** – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)95088.
- Супотницкая О.В.** – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – теплогидравлика, численное моделирование. E-mail: sov@ippe.ru.
- Суслов И.Р.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)94571.
- Тарасов Г.И.** – к.т.н., ведущий инженер-конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Тихомиров Б.Б.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых нейтронах, системный анализ ЯТЦ, проблема нераспространения ядерного оружия.
- Увакин М.А.** – к.ф.-м.н., доцент кафедры «Теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов» НИЯУ МИФИ, закончил Московский инженерно-физический институт (государственный университет) в 2003 г. Область научных интересов – физика реакторов, математическое моделирование физических процессов. E-mail: arzamas-16@yandex.ru
- Фоломеев В.И.** – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)95102.
- Цыганок А.А.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – безопасность АЭС с реактором ВВЭР, процессы тепло- и массообмена. E-mail: ldv@ippe.ru.
- Чертков Ю.Б.** – к.ф-м.н., доцент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – реакторная физика. Тел. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.phtd.tpu.ru.
- Шмелев А.Н.** – д.т.н., профессор кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: shmelan@mephi.ru.
- Шумилков А.И.** – магистрант кафедры «АТСиМИ» НГТУ.
- Яцало Б.И.** – д.т.н., зав. кафедрой «Информационные системы» ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Закончил мехмат МГУ в 1981 г., аспирантуру кафедры «Общие проблемы управления» в 1984 г. С 1985 г. Область научных интересов – многокритериальный анализ решений, анализ рисков, разработка и применение ГИС поддержки принятия решений, математическое моделирование в экологии и радиоэкологии, радиационная защита, анализ затраты-выгода, реабилитация загрязненных территорий. Автор более 150 публикаций. Руководитель нескольких международных проектов по созданию прикладных геоинформационных систем поддержки принятия решений.

OUR AUTHORS

Afanasev G.I. – second year student of master's course at National Research Nuclear University IATE MEPhI.

Alexeev V. V. – Dr. Sci. (Engineering), head of laboratory of the State Scientific Centre of the Russian Federation – The Institute of Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE). E-mail: alexeev@ippe.ru.

Alyev R.R. – engineer of the Kalinin NPP. Graduated from the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering (INPE) in 2006. Scientific interests: VVER-1000 in-core analysis based on in-core monitoring data.

Anisyan V.R. – graduated from the State Engineering University of Armenia in 2005 on speciality «NPP operator». Works in «Simulation System Ltd.» company. Scientific interests – calculations with use CFD-code OpenFOAM in the frames of the project of the specialized medical reactor MARS.

Antipin S.G. – Head of laboratory critical system of the JSC «Afrikantov OKBM».

Apse V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Research Section, Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI». E-mail: apseva@mail.ru.

Babin V.A. – Cand. Sci. (Engineering), main specialist of the JSC «Afrikantov OKBM».

Belin A.V. – Leading testing engineer of the JSC «Afrikantov OKBM».

Bezborodov A.A. – Cand.Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE), 249033, Obninsk, Bondarenko sq. 1. Tel. (48439)94522.

Beznosov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University. E-mail: besnosov@nntu.nnov.ru

Bokova T.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Bolshukhin M.A. – Cand. Sci. (Engineering), the branch chief of a projects scientific and technical justification, JSC «Afrikantov OKBM».

Chertkov Y.B. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), assistant Profesor in Physical Power Facilities at the Tomsk Polytechnic University. Tel. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.ptd.tpu.ru.

Dekusar V.M. – Cand. Sci. (Engineering), Head of laboratory of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: fast and thermal reactors physics, weapon-grade plutonium utilization, using of thorium and uranium-233 in nuclear power (NP), technical and economic studies of NP, fuel cycle closure issues, mathematical simulation of nuclear fuel cycle, system analysis of NP.

Dolgov E.V. – senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE). Tel. (48439)98871.

Drozdov Yu.N. – Doctor of Technical Science, Head of the Department of The Blagonravov Engineering Science Institute of The Russian Academy of Sciences. E-mail: drozdov@mail.ru.
E-mail: mercato@list.ru.

Folomeev V.I. – senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE). Tel. (48439)95102.

Geraskin N.I. – Cand. Sci. (Engineering), deputy chief of the Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI».

Gritsuk S.V. – graduated from the department of cybernetics, IATE, in 2007; started post-graduate course at the IS department in 2007, participated in several international projects on development of decision support systems.

Izhutov A.L. – Ph. D., head of the research reactor complex of the JSC «SSC RIAR». Graduated from MEPhI in 1979. Scientific interests: methods and techniques of in-pile fuel and materials tests in research reactors.

Kagramanyan V.S. – Cand. Sci. (Engineering), Adviser of the Director General of SSC RF-IPPE. Scientific interest: strategy researches of NP development in Russia, including weapon-grade plutonium and minor actinides utilization, technical and economic studies of NP problems, fuel cycle closure issues, system analysis of NP.

Kalashnikov A.G. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: fast and thermal reactors physics, weapon-grade plutonium utilization, fuel cycle closure issues, mathematical simulation of nuclear fuel cycle, system analysis of NP.

Kalyakin D.S. – post-graduate student of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: safety of nuclear power plants with water cooled reactors. E-mail: puwissitiy@mail.ru.

- Kalygin V.V.** – Dr. Sci. (Engineering), head of the physical-technical department of the JSC «SSC RIAR». Graduated from MEPhI in 1977. Scientific interests: reactor physics.
- Kazantsev A.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor of the OINPE, head of thermal physic simulation laboratory of the «Simulation System Ltd.». Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1981. Scientific interests – modeling of main engineering equipment, Simulation of two phase flows for NPP applications, calculation based on CFD code OpenFOAM.
- Klinov A.V.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Deputy Director of Reactor Material Complex, JSC SSC RIAR, 433510, Dimitrovgrad. Scientific interests: reactor physics. Tel.: (84235) 6-55-23, e-mail: klinov@niiar.ru.
- Klinov D.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of reactor research and design department of the INPE. Scientific interest: exploratory researches of NP development in Russia, including minor actinides utilization and dangerous fission products, fuel cycle closure issues, systems analysis of nuclear fuel cycle chains radiotoxicity.
- Kolesov V.V.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), assistant professor reactor research and design department of the INPE. Tel. (48439)78475.
- Kondratiev A.S.** – post-graduate student of the SSC RF-IPPE. E-mail: mercato@list.ru.
- Korobeynikov V.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), professor, principal researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: fast reactors physics, Monte-Carlo method, system analysis of nuclear power, nonproliferation issues.
- Korobitsyn V.E.** – senior researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: thermal reactors physics, weapon-grade plutonium utilization, fuel cycle closure issues, computer simulation of nuclear fuel cycle.
- Kudryev A.A.** – engineer, of the SSC RF-IPPE.
- Leskin S.T.** – Dr. Sci. (Engineering), Head of the Department for NPP Operation and Equipment of the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering. Scientific interests: diagnostics of NPP equipment based on routine technological monitoring data.
- Lukyanov A.A.** – Cand. Sci.(Chem.), Head of the department of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: thermal hydraulics, physical chemistry, CFD- simulation. E-mail: aluk@ippe.ru.
- Main interests:** artificial intelligence (artificial neural networks and genetic algorithms), MCDA, optimization problems.
- Makarov V.V.** – Head of the Laboratory, OJSC «Experimental and Design Organization «Gidropress». E-mail: makarov@grpress.podolsk.ru.
- Malkov A.P.** – Ph. D., head of the nuclear safety department of the JSC «SSC RIAR». Graduated from Ural Politecnical Institut in 1986. Scientific interests: reactor physics.
- Makhov K.A.** – Master's degree student of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
- Morozov A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: passive safety systems of NPP with VVER, processes of heat and mass transfer, hydrogen energy. E-mail: morozovandrey@gmail.com.
- Morozov S.A.** – Doct. Sci. (Engineering) senior researcher of the SSC RF-IPPE.
- Petkevich I.G.** – student engaged on degree thesis of the National Research Nuclear University «MEPhI». Scientific interests: reactor physics, physical and heat-hydraulic calculations of nuclear reactors, mathematical modeling of physical processes.
- Pichugina I.A.** – senior lecturer of the Information Systems department of the OINPE. Graduated from the Moscow State University (MSU), Mechanics and Mathematics faculty in 1981. Scientific interests: GIS, databases, math modeling, development and implementation of spatial decision support systems.
- Pimenov V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory, JSC SSC RIAR, 433510, Ulyanovsk region, Dimitrovgrad. Scientific interests: reactor physics. Tel.: (84235) 6-58-66.
- Piskunova N.A.** – post-graduate student of the Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI».
- Popova T.V.** – researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: thermal hydraulics, numerical simulation.
- Puchkov V.N.** – Candidate of Technical Science, Head of the Laboratory of The Blagonravov Engineering Science Institute of The Russian Academy of Sciences. E-mail: puchkov.v.n@bk.ru.
- Remizov O.V.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: safety of NPP with VVER reactor, processes of heat and mass transfer. E-mail: remizov@ippe.ru.
- Scientific interests: reactor physics.
- Shmelev A.N.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI». E-mail: shmelan@mephi.ru.
- Shumilkov A.I.** – Master's degree student of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Sinicin A.N. – Leading testing engineer of the JSC «Afrikantov OKBM».

Sirotkin A.M. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor, Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI». E-mail: sam_mas41@mail.ru.

Skomorokhov A.O. – Cand. Sci. (Engineering). Assistant professor of the automation, control and diagnostics department of the OINPE.

Starkov V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Department, JSC SSC RIAR, Dimitrovgrad; Assistant Professor in Nuclear Physics at the Ulyanovsk Technological University, Dimitrovgrad Branch. Scientific interests: thermal physics and reactor physics. Tel.: (84235) 6-55-72, e-mail: sva@niiar.ru.

Stogov V.Yu. – senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE). Tel. (48439)95088.

Supotnitskaya O.V. – researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: thermal hydraulics, numerical simulation. E-mail: sov@ippe.ru.

Suslov I.R. – Cand.Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Tel. (48439)94571.

Tarasov G.I. – Cand. Sci. (Engineering), leading design engineer of the JSC «Afrikantov OKBM».

Tikhomirov B.B. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: fast reactors physics, system analysis of nuclear fuel cycle, nonproliferation issues.

Tsyganok A.A. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: safety of NPP with VVER reactor, processes of heat and mass transfer. E-mail: ldv@ippe.ru.

Uvakin M.A. – Cand. Sci. (Phys.Math.), Associate Professor of the Department of «Theoretical and Experimental Nuclear Reactor Physics», National Research Nuclear University «MEPhI», graduated from MEPhI in 2003. Scientific interests: reactor physics, mathematical modeling of physical processes.

Vasyatkin A.G. – Testing engineer of the JSC «Afrikantov OKBM».

Yatsalo B.I. – Dr. Sci. (Engineering), Head of Information Systems department of the OINPE. Graduated from the Moscow State University (MSU), Mechanics and Mathematics faculty, 1976-1981; Post-graduate course at the Sub-faculty of Optimal Control, MSU, 1981-1984. Scientific interests: multi-criteria decision analysis (MCDA), decision support systems, GIS, risk analysis, development and practical implementation of spatial decision support systems (SDSS), mathematical modelling (ecology, radioecology), cost-benefit analysis, radiation protection, restoration and sustainable development of contaminated territories.

Zaitsev A.A. – Cand.Sci.(Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE. Scientific interest: thermal hydraulics, numerical simulation.

От редакции

Уважаемые читатели! В номере 3(2010) на стр. 71 в подписи к рис. 4г следует читать: г) Ри-239, 240, мБк/м³.

Приносим авторам свои извинения

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2010 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

С.В. Беденко, Ф.В. Гнетков, С.Д. Кадочников

Дозовые характеристики полей нейтронов облученного керамического ядерного топлива

различных типов 1

А.М. Загребаев, И.В. Прохорова, Н.В. Овсянникова

Информационный подход при решении задач контроля поля энерговыделения в ядерном
реакторе 1

В.Э. Дрейзин, А.А. Гримов, Д.И. Логвинов, И.Н. Мазепа

Новый подход к разработке спектрометрического радиометра нейтронного излучения 1

М.С. Хвостов

Разработка конечно-элементной динамической модели тепловыделяющей сборки
третьего поколения реактора ВВЭР-440 для обоснования прочности

при сейсмических нагрузках 1

В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, И.В. Малышева, В.И. Матвеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков

Расчетные исследования НПЭР для активной зоны с натриевой полостью реактора
на быстрых нейтронах типа БН-1800 2

Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, В.В. Пименов

Влияние компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные
характеристики реактора СМ 2

Ю.В. Лисичкин, А.Г. Новиков, Л.А. Сахарова

Расчет характеристик рассеяния нейтронов водой, находящейся в околограническом
состоянии 2

М.А. Увакин, И.Г. Петкевич

Оценка неопределенности расчетных моделей путем разложения результирующей
величины по входным параметрам 2

Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов, А.В. Клушин, В.Ф. Украинцев

Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления
- ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле 3

А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян

CFD-расчеты в обоснование специализированного медицинского реактора МАРС 3

Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, В.В. Артисюк

О возможности использования радиогенного свинца в ядерной энергетике 3

А.Г. Юферов, Р.Л. Ибрагимов

Интервальная оценка реактивности 3

В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, А.М. Сироткин

Некоторые преимущества использования радиогенного свинца в качестве
теплоносителя быстрых реакторов 4

А.А. Безбородов, Е.В. Долгов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов, И.Р. Суслов, В.И. Фоломеев

Физический расчет реакторной установки на быстрых нейтронах
с использованием сингулярных функций 4

А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, А.П. Малков

Особенности формирования загрузки активной зоны реактора МИР 4

Ю.А. Казанский, Д.М. Титов

Условия минимального отклонения от нулевого значения реактивности в точечной модели
для неблокированного выгорающего поглотителя 4

Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, В.А. Узиков, С.И. Чекалкин

Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного
потока в активной зоне реактора СМ 4

<i>А.В. Клинов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертков</i>	
Изменение характеристики активной зоны реактора СМ при изменении положения регулирующих органов	4
<i>А.В. Клинов, В.В. Пименов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертков</i>	

Изменение распределения энерговыделения в активной зоне реактора СМ при перегрузках топлива и в процессе кампании	4
---	---

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>П.В. Амосов</i>	
Исследование влияния размера отверстия в стенке контейнера с радиационно опасными материалами на параметры высвобождения радиоактивности	2

<i>В.И. Бараненко, Ю.А. Янченко, О.М. Гулина, Д.А. Докукин</i>	
О расчете скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС	2

<i>С.В. Богданов, С.Н. Бережной, С.Г. Калякин, А.А. Лукьянов</i>	
Единичный модуль системы контроля концентрации водорода в защитной оболочке АЭС	2

<i>Ю.В. Волков, А.В. Соболев, О.Ю. Кочнов</i>	
Падение тепловыделяющей сборки в активную зону реактора при перегрузке (вероятностная модель)	2

<i>В.Б. Морозов, Г.В. Токмачев, Е.В. Байкова, В.Р. Чулухадзе, М.В. Федулов</i>	
Оценка вероятностных показателей безопасности АЭС на длительном послеаварийном периоде	2

<i>В.А. Чепурко</i>	
О проверке однородности статистических данных об отказах оборудования АЭС	2

<i>С.В. Павлов, С.С. Сагалов, С.В. Амосов</i>	
Система неразрушающего контроля облученных твэлов для стенда инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок ВВЭР	3

<i>Ю.С. Юрьев, Н.М. Витушкина, А.А. Зайцев</i>	
Вероятностная оценка возгорания и детонации водорода в объемах защитной оболочки АЭС	3

<i>Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин</i>	
Использование графа для представления информации о состоянии активной зоны реактора ВВЭР-1000	4

<i>А.О. Скоморохов, А.А. Кудряев, С.А. Морозов</i>	
Нейросетевые модели фильтрации сигналов и диагностирования течи трубопроводов ВВЭР	4

<i>М.А. Увакин, И.Г. Петкевич</i>	
Валидация программы LINQUAD для анализа неопределенностей результатов расчета переходных аварийных процессов на ядерной энергетической установке с реактором ВВЭР-1000	4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>К.В. Лунева, А.И. Крышев, А.И. Никитин, И.И. Крышев</i>	
Анализ методами непараметрической статистики данных радиационного мониторинга (на примере загрязнения речной системы Теча-Исеть-Тобол-Иртыш)	1

<i>С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, В.И. Диденко</i>	
Управление мероприятиями по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий с использованием многоцелевых методов оптимизации	3

<i>А.И. Никитин, И.И. Крышев, Н.И. Башкиров, Н.К. Валетова, Г.Е. Дунаев, А.И. Кабанов, И.Ю. Катрич, А.О. Крутовский, В.А. Никитин, Г.И. Петренко, А.М. Полухина, Г.В. Селиванова, В.Б. Чумичев, В.Н. Шкуро</i>	
Современное содержание долгоживущих искусственных радионуклидов в реках Томь и Обь в зоне влияния сбросов Сибирского химического комбината	3

<i>С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, Г.И. Афанасьев, И.А. Пичугина</i>	
Оптимизация структуры сети мониторинга радиоактивно загрязненных территорий с использованием многокритериальных генетических алгоритмов и нейронных сетей ..	4

Н.Н. Павлова, Ю.В. Кулиш

Закономерности пространственно-временных изменений биологической активности почв в районе расположения предприятия атомной энергетики (на примере г. Обнинска)	4
--	---

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.С. Балыбердин, С.С. Бородин, С.М. Дмитриев, М.А. Легчанов, А.В. Львов, О.Ю. Новикова, Д.Н. Солнцев, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов</i>	
Особенности гидродинамики и массобмена теплоносителя в твса-альфа реактора ВВЭР ..	1
<i>Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.А. Карпенко</i>	
Метод расчета теплогидравлических характеристик активной зоны ядерных реакторов с бесчехловыми ТВС	2
<i>Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.А. Карпенко</i>	
Верификация струйной методики расчета гидродинамики активной зоны реакторов при блокировке сечения ТВС	2
<i>А.В. Безносов, Т.А. Бокова, М.А. Антоненков, Д.В. Кузнецов, П.А. Боков, Ю.Н. Дроздов, В.Н. Пучков, В.В. Макаров</i>	
Проблемы трибологии трещущихся пар в высокотемпературных тяжелых жидкometаллических теплоносителях	2
<i>А.В. Безносов, П.А. Боков, М.Д. Зефиров, В.С. Баранова, М.С. Кустов, В.Н. Леонов</i>	
Экспериментальные исследования регулирования окислительного потенциала в контуре свинцового и свинец-висмутового теплоносителей газовым массообменником	2
<i>Р.С. Помелько, А.Н. Опанасенко, А.С. Шелегов</i>	
Теплообмен при сверхкритических параметрах теплоносителя в пучке стержней	2
<i>С.И. Союстова, В.П. Красин, М.Н. Арнольдов</i>	
Влияние небольших добавок лития на температуру ликвидуса системы свинец-висмут-литий в ограниченном диапазоне концентраций	2
<i>О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев</i>	
Расчетно-экспериментальный анализ аварийного расхолаживания ИС РУ ВВР-ц при обесточении циркуляционных насосов	3
<i>В.В. Алексеев, А.С. Кондратьев</i>	
Моделирование массопереноса продуктов коррозии в контурах ЯЭУ с натриевым теплоносителем	4
<i>А.А. Зайцев, Д.С. Калякин, А.А. Лукьянов, А.В. Морозов, Т.В. Попова, О.В. Ремизов, О.В. Супотница, А.А. Цыганок</i>	
Расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии	4
<i>А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян</i>	
Моделирование 3D-течения CFD-кодом OpenFOAM	4
<i>А.А. Казанцев, А.С. Кондратьев, Ю.Д. Левченко</i>	
Расчет CFD-методом гидравлического сопротивления прямоугольного канала при изменении расстояния между перегородками	4
<i>Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипин, А.В. Белин, А.Г. Васяткин</i>	
Экспериментальное исследование теплоотдачи при конденсации пара на вертикальном многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб	4
<i>Г.И. Тарасов, А.Н. Синицын, В.А. Бабин, М.А. Большухин, С.Г. Антипин, А.В. Белин, А.Г. Васяткин</i>	
Экспериментальные исследования условий конденсации пара в присутствии неконденсирующегося газа на вертикальном многорядном коридорном пучке слабонаклоненных змеевиковых труб	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

С.А. Байдали, В.Ф. Дядик, А.С. Юрков, Н.С. Криницын

Синтез системы автоматического управления комплексом аппаратов фторирования и улавливания производства гексафторида урана	1
---	---

В.В. Костерев, Ю.В. Семенова

Многокритериальные оценки и выбор альтернатив для утилизации излишков оружейного плутония с использованием функции полезности при функциональной зависимости весовых коэффициентов	1
<i>А.Д. Хренков, Ю.А. Чурсин, А.А. Денисевич</i>	
Разработка модели процесса многокомпонентной экстракции в колонне	1
<i>И.В. Шаманин, В.И. Буланенко, С.В. Беденко</i>	
Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов	2
<i>Д.Е. Александров, В.А. Волкович, Б.Д. Васин, Д.С. Мальцев</i>	
Образование и поведение соединений урана (V) в хлоридных расплавах	3
<i>П.В. Амосов, А.В. Подшивалова</i>	
Особенности теплового режима подземного объекта изоляции тепловыделяющих материалов (контейнерный вариант)	3
<i>В.Я. Сухоносов, А.Н. Николаев, С.А. Николаев, И.Е. Сомов, О.В. Суховерхова, В.А. Чернов</i>	
Кондиционирование негерметичного отработавшего ядерного топлива с помощью магнийfosфатного компаунда	3
<i>Н.И. Гераскин, Н.А. Пискунова</i>	
Методика оценки экономической целесообразности замыкания топливных циклов легководных реакторов	4
<i>В.М. Декусар, В.С. Карагамян, А.Г. Калашников, В.В. Коробейников, В.Е. Коробицын, Д.А. Клинов</i>	
Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов	4
<i>А.И. Дьяченко, В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов</i>	
Увеличение барьера против несанкционированного распространения трансурановых элементов через накопление дозы излучения от редкоземельных гамма-эмиттеров ...	4
<i>В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров</i>	
Сравнительный анализ делящихся материалов уран-плутониевого и торий-уранового циклов по критерию «нераспространение»	4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

И.Н. Веселова, М.В. Окулова

Исследование вибраций главных паропроводов свежего пара первого энергоблока Волгодонской АЭС	1
<i>А.В. Кряжев, А.М. Антонова</i>	
использование парогазовой технологии на АЭС	1
<i>Д.В. Кузнецов, В.М. Кормилицын, К.Н. Проскуряков</i>	
Разработка методов и алгоритмов расчета динамических нагрузок на оборудование второго контура аэс при ударных и импульсных воздействиях	1
<i>И.И. Лощаков, Г.А. Ромахова, И.А. Комолов</i>	
Моделирование газовой турбины для гелиевой ядерной энергетической установки	1
<i>А.А. Наумов, О.Л. Ташлыков</i>	
Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС	1
<i>В.В. Рожков, В.Э. Айдаралиева</i>	
Модель источника бесперебойного питания по схеме транзисторного автономного инвертора напряжения	1
<i>Е.Ю. Анишев, В.С. Горбунов</i>	
Моделирование переходных процессов в контурах атомной электростанции с реактором типа БН с участием регулируемых электроприводов главных циркуляционных насосов	3
<i>Р.О. Катероев, К.Н. Проскуряков</i>	
Параметры колебаний рабочего тела при импульсных возмущениях по давлению во втором контуре АЭС с ВВЭР-1000	3
<i>В.С. Наумов</i>	
Коррозия нержавеющих сталей в расплавах кислородсодержащих солей при отмывке оборудования от натриевого теплоносителя	3

М.А. Трофимов, Д.А. Усанов

Оптимизация условий термомеханического нагружения парогенераторов АЭС
с ВВЭР для управления сроком их службы 3

В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев, Г.М. Пшакин, О.В. Селиванникова
Перспективы развития атомной промышленности в Сибири. Экология, безопасность,
экономика 4

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Т.Х. Бадретдинов, А.Г. Горюнов, В.А. Варлачев

К вопросу о модернизации комплекса нейтронного легирования кремния на ИРТ-Т 3

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

А.В. Безносов, Т.А. Бокова, К.А. Махов, А.И. Шумилков, Ю.Н. Дроздов, В.Н. Пучков, В.В. Макаров

Экспериментальные исследования характеристик пристенной области «тяжелый
жидкометаллический теплоноситель-конструкционный материал» методом
«экспресс-замораживания» 4

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.А. Андрианов, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Е.Н. Рачкова, Е.В. Федорова

оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России
с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE 2

А. А. Андрианов, Ю. А. Коровин, Е.В. Федорова
Метод критериальных ограничений в задачах оптимизации структуры глобальной
ядерной энергетики в среде MESSAGE 2

А.М. Кузьмин
Исследование сходимости итераций при решении нелинейных
условно-критических задач 2

Е.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, Г.Г. Куликов
Расчетные модели для количественной оценки защищенности делящихся материалов 2

К ЗАЩИТЕ ДИССЕРТАЦИЙ

В.И. Горбунов, С.В. Иванов, О.С. Кужаниязов, А.И. Забабурин

Гидродинамика теплоносителя и поведение примесей в КМПЦ РБМК в период
останова блока 1

А.М. Загребаев, С.В. Костанбаев, Н.В. Овсянникова
Расчетно-измерительный комплекс контроля расхода в канале реактора РБМК
на основе информации об активности теплоносителя 1

В.Б. Круглов, А.Б. Круглов, И.Г. Поздеева, В.С. Харитонов
Измерение теплофизических свойств твэлов энергетических ядерных реакторов
методом импульсного нагрева 1

Ю.А. Курachenko, Д.Н. Моисеенко
МАРС и TAPIRO: реакторы малой мощности для нейтронозахватной терапии 1

М.А. Полоус
Усовершенствование методики расчета выходных характеристик
многоэлементного термоэмиссионного электрогенерирующего
канала реактора-преобразователя 1

С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк, А.Ю. Станковский
Особенности моделирования выгорания топлива с помощью программного
комплекса SCALE 5 1

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2010

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

S.V. Bedenko, F.V. Gnetkov, S.D. Kadocnikov

Dose Characteristics of Neutrons Fields of Spent Ceramic Nuclear Fuel of Various Types 1

A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, I.V. Prokhorova

Informational Approach to Solving Problems of Power Distribution Control in
a Nuclear Reactor 1

V.E. Dreizin, A.A. Grimov, D.I. Logvinov, I.N. Mazepa

New Approach on Designing Spectrometric Neutron Radiation Radiometer 1

M.S. Khvostov

The Working out of the Finite-Element Dynamic Model of the Third Generation
Fuel Assembly of the WWER-440 for the Strength Prove under Seismic Impact 1

V.A. Eliseev, L.V. Korobeinikova, I.V. Malysheva, V.I. Matveev, M.Yu. Semenov, Yu. S. Khomyakov

Calculation Studies of Sodium Void Reactivity Effect for the Core with Sodium Plenum
of BN-1800 Type Fast Reactor 2

Yu.A. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin, V.V. Pimenov

Effect of the Neutron Trap Arrangement on the Physical and Operational Characteristics
of the SM Reactor 2

Yu.V. Lisichkin, A.G. Novikov, L.A. Sakharova

The Calculation of the Scattering Characteristics of Neutrons by Water
which is in near Critical State 2

M.A. Uvakin, I.G. Petkevich

Uncertainty Estimation of Calculation Models by Result Series Expansion
on Input Parameters 2

Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov, A.V. Klushin, V.F. Ukraintsev

The Use of Supercritical Water Reactors in a Close Fuel Cycle 3

A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan

Thermal Hydraulic Calculation of Medical Reactor MARS 3

G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, V.V. Artisyuk

Principal Physical Advantages from Applying Radiogenic Lead as a Coolant
of Nuclear Reactors 3

A.G. Yuferov, R.L. Ibragimov

Interval Estimation of Reactivity 3

V.A. Apse, A.N. Shmelev, A.M. Sirotkin

Some Benefits from Use of Radiogenic Lead as a Coolant of Fast Reactors 4

A.A. Bezborodov, E.V. Dolgov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev

Singular Approach in Physical Calculations of the Fast Reactor Plant 4

A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, A.P. Malkov

Peculiar Features of the MIR Reactor Core Configuration 4

Yu.A. Kazansky, D.M. Titov

Conditions for Minimum Deviation from Zero Level of Reactivity in Point Model
for Unlocked Burnable Poison 4

Yu.A. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin, V.V. Pimenov, V.A. Uzikov, S.I. Chekalkin

Arrangement of Additional High-Flux Irradiation Volumes in the SM Reactor Core 4

A.V. Klinov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov

Change of the SM Reactor Core Characteristics under the Variation of the Control
Rods Arrangement 4

A.V. Klinov, V.V. Pimenov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov

Change of the Heat Rate Distribution in the SM Reactor Core during its Refueling
and Campaigns 4

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

P.V. Amosov

Study of the Influence of the Size of Hole in the Wall of a Container with Radiation-Hazardous Material on the Parameters of Radioactivity Release 2

V.I. Baranenko, Y.A. Yanchenko, O.M. Gulina, D.A. Dokukin

Researching of Erosion-Corrosion Wear in Pipelines: the Rate and Residual Lifetime Estimation 2

S.V. Bogdanov, S.N. Berezhnoy, S.G. Kalyakin, A.A. Lukyanov

Single Module of Hydrogen Monitoring System within NPP Containment 2

Y.V. Volkov, A.V. Sobolev, O.Yu. Kochnov

Falling Fuel Assembly in the Reactor Core when Overloaded (Probabilistic Model) 2

V.B. Morozov, G.V. Tokmachev, E.V. Baykova, V.R. Chulukhadze, M.V. Fedulov

Estimation of NPP Probabilistic Safety Characteristics for Long-Term Mission Time 2

V.A. Chepurko

About Uniformity Check the Statistical Data about Refusals of the Equipment of the Atomic Power Station 2

S.V. Pavlov, S.S. Sagalov, S.V. Amosov

The System of Irradiated Fuel Elements Nondestructive Examination for Inspection and Reconstitution Stand of WWER Assemblies 3

Yu.S. Yur'ev, N.M. Vitushkina, A.A. Zaitsev

Probability Estimation of Hydrogen Ignition and Detonatioin in the Containment Vessel 3

R.R. Alyev, S.T. Leskin

Graph Representation for VVER-1000 Core Conditions 4

A.O. Skomorokhov, A.A. Kudryev, S.A. Morozov

Neural Network Models for signal filtering and PWR leakage Diagnostics 4

M.A. Uvakin, I.G. Petkevich

LINQUAD Program Validation for Uncertainty Analysis of Transient Emergency Process Calculation Results on Nuclear Energy Installation with VVER-1000 Reactor 4

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

K.V. Lunyova, A.I. Kryshev

Analysis of the Radiation Monitoring Data by the Distribution-Free Statistic Methods (by the example of the River System Techa-Iset-Tobol-Irtysk Pollution) 1

S. Gritsyuk, B. Yatsalo, V. Didenko

Management of Remediation Measures on Radioactively Contaminated Territories with the use of Multiobjective Optimization 3

A.I. Nikitin, I.I. Kryshev, N.I. Bashkirov, N.K. Valetova, G.E. Dunaev, A.I. Kabanov, I.Yu. Katrich, A.O. Krutovsky, V.A. Nikitin, G.I. Petrenko, A.M. Polukhina, G.N. Selivanova, V.B. Chumichev, V.N. Shkuro

Up-to-date Content of Long-Lived Artificial Radionuclides in the Area of the Tom and Ob Rivers Impacted by the Siberian Chemical Combine Discharges 3

S.V. Gritsyuk, B.I. Yatsalo, G.I. Afanasev, I.A. Pichugina

Monitoring Network Optimization on Radioactively Contaminated Territory with the use of Multiobjective Genetic Algorithms and Neural Nets 4

N.N. Pavlova, Yu.V. Kulish

Patterns of Spatial and Temporal Changes in Soil Biological Activity in the Location of Nuclear Power Plants (on Example of Obninsk-city Soils) 4

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

A.S. Balyberdin, S.S. Borodin, S.M. Dmitriev, A.E. Khrobostov, M.A. Legchanov, A.V. Lvov, O.Y. Novikova,

D.N. Solncev, V.D. Sorokin

Features of Hydrodynamics and Mass Exchange of the Heat-Carrier in Alternative Fuel Assembly of VVER 1

E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko

Thermal-Hydraulic Parameters Analysis Method for the Caseless FA Nuclear Reactors Core Coolant 2

E.F.Avdeev, I.A.Chusov, A.A.Karpenko

Verification of Jet-Type Procedure of Hydrodynamics Analysis for Caseless FA WWER-Type

Reactor Core WITH the Locked Flow Area 2

A.V. Beznosov, T.A. Bokova, M.A. Antonenkov, D.V. Kuznetsov, P.A. Bokov, J.N. Drozdov, V.N. Puchkov, V.V. Makarov

Problems of Tribology of Rubbing Pairs in High-Temperature Heavy Liquid Metal Coolant 2

A.V. Beznosov, P.A. Bokov, M.D. Zefirov, V.S. Baranova, M.S. Kustov, V.N. Leonov

Experiment Investigation of Control of Oxidation Potential with Gas Mass Exchanger

in the Sidebar with Leaden and Lead-Bismuth Heat-Carriers 2

R.S. Pometko, A.N. Opanasanko, A.S. Shelegov

Heat Transfer in the Rod Bundle under Coolant Supercritical Parameters 2

S.I. Sojustova, V.P. Krasin, M.N. Arnoldov

Influence of Small Additions of Lithium on Liquidus Temperature Lead-Bismuth-Lithium

System in the Limited Range of Concentration 2

O.Yu. Kochnov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev

Numerical-Experimental Analysis of Emergency Shut Down Cooling of VVRC Reactor

at Loss of ELECTRICAL Supplying of the Circulating Pumps 3

V.V. Alexeev, A.S. Kondratiev

Modelling of Mass Transfer of Corrosion Products in the Circuit of NPP

with Sodium Coolant 4

A.A. Zaytsev, D.S. Kalyakin, A.A. Lukyanov, A.V. Morozov, T.V. Popova, O.V. Remizov, O.V. Supotnitskaya, A.A. Tsyganok

Calculation and Experimental Study of Noncondensable Gases Influence

on the Operation of VVER Steam Generator Model in Condensation Mode

in the Event of the Beyond Design Basis Accident 4

A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan

Calculations of 3D-Flow by CFD-Code OpenFOAM 4

A.A. Kazantsev, A.S. Kondratiev, Yu.D. Levchenko

Calculation by CFD-Method the Hydraulic Resistance for Rectangular Channel

at Different Gap between Obstacles 4

G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin

Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical

Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank 4

G.I. Tarasov, A.N. Sinicin, V.A. Babin, M.A. Bolshukhin, S.G. Antipin, A.V. Belin, A.G. Vasyatkin

Experimental Research of Heat Removing during Steam Condensation at Vertical

Multi-Row Slightly Inclined In-line Tube Bank 4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

S.A. Baydali, V.F. Dyadik, A.S. Jurkov, N.S. Krinitsyn

Synthesis of Automated Control System of the Complex of Fluoridation and Capture

Devices of Uranium Hexafluoride Production 1

V.V. Kosterev, Yu.V. Semenova

Multi-attribute Evaluation and Choice of Alternatives for the Surplus Weapons-Grade

Plutonium Disposition Using Utility Function at Functional Dependences

of Weight Factors 1

A.D. Hrenkov, Y.A. Chursin, A.A. Denisevich

Model of Multicomponent Extraction Process in the Column 1

I.V. Shamanin, V.I. Bulanenko, S.V. Bedenko

Neutron Radiation Field of the Irradiated Ceramic Nuclear Fuel of Different Types 2

D.E. Aleksandrov, V.A. Volkovich, B.D. Vasin, D.S. Maltsev

The Formation and Behaviour of Uranium (V) Species in Chloride Melts 3

P.V. Amosov, A.V. Podshivalova

Peculiarities of the Thermal Mode of Underground Isolation Facility for Heat Generating

Materials (Container Option) 3

V.J. Suhonosov, A.N. Nikolaev, S.A. Nikolaev, I.E. Somov, O.V. Suhoverhova, V.A. Chernov

Conditioning of not Tight Spent Nuclear Fuel with use of Magnum-Phosphate Compound 3

N.I. Geraskin, N.A. Piskunova

Methods Development for Economical Advantages Investigation of VVER-Type
Reactors Closed Fuel Cycle 4

V.M. Dekusar, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov, V.V. Korobeynikov, V.E. Korobitsyn, D.A. Klinov
Developing Mathematical Model for Nuclear Energy Fuel Cycle Based on Thermal and Fast
Reactors 4

A.I. Dyachenko, V.V. Artisyuk, S.N. Filimonov
Enhancement TRU Proliferation Resistancy through Gamma Buildup from Rare Earths 4

V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov
Comparative Analysis of Fission Materials for Uranium-Plutonium and Thorium-Uranium Cycles
on Nonproliferation Criteria 4

NUCLEAR POWER PLANTS

I. Veselova, M. Okulova

Research of Vibrations of the Main Vapor Conductors of the First Power Unit
of the Volgodonsk Nuclear Power Plant 1

A.V. Kryajev, A.M. Antonova
Use Combined-Cycle Technologies on the Nuclear Power Station 1

D.V. Kuznetsov, V.M. Kormilitsyn, K.N. Proskuryakov
Working out of Methods and Algorithms of Calculation of Dynamic Loadings
on the Equipment of the Second Contour of the Atomic Power Station

at Shock and Pulse Influences 1

I.I. Loshchakov, G.A. Romakhova, I.A. Komolov
Theoretical Predictions of the Performance of a Helium Turbine for Nuclear Power Plants 1

A.A. Naumov, O.L. Tashlykov
Dose Expenditure Minimization during the NPP Equipment and Systems Maintenance
and Repair 1

V.V. Rojcov, V.E. Aidaralieva
Model of a Unit Power Supply under the Scheme of the Transistor Voltage-Source Inverter 1

E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov
Simulation of Transients in the Circuits of Nuclear Power Plants with BN-type Reactors
Involving Variable-Speed Drives of Reactor Coolant Pumps 3

R.O. Katereev, K.N. Proskurjakov
Parameters of Fluctuations of the Working Body at Pulse Indignations on Pressure
in the Second Contour of the Atomic Power Station with VVER-1000 3

V.S. Naumov
Oxidation of Liquid Metal Coolant and Steel Corrosion Wastes during Equipment
Washing with Salt Melts 3

M.A. Trofimov, D.A. Usanov
Optimization of Conditions Thermomechanical Loading Steam Generators
of the PWR for Management for their Services 3

V.I. Boyko, F.P. Koshelev, G.M. Pshakin, O.V. Selivanikova
Prospectives of Nuclear Industry Development in Siberia. Ecology, Safety, Economics 4

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

T.H. Badretdinov, A.G. Goryunov, V.A. Varlachev
Updating of Set Neutron Silicon Doping using IRT-T 3

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

A.V. Beznosov, T.A. Bokova, K.A. Makhov, A.I. Shumilkov, Yu.N. Drozdov, V.N. Puchkov, V.V. Makarov
An Experimental Research of Properties of the Boundary Surface «Heavy Liquid Metal
Coolant - Constructional Material» with «Express Freezing» Method 4

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

A.A. Andrianov, V.V. Korobeinikov, E.V. Poplavskaya, E.N. Rachkova, E.V. Fedorova
Using Package MESSAGE for Optimization Studies of Nuclear Power Structures 2

A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, E.V. Fedorova The Method of Criteria Constraints for Optimization of Global Nuclear Energy System Structures by using MESSAGE	2
A.M. Kuzmin Investigation on the Convergence of the Iterative Process in Resolving the Non-Linear Critical Problems	2
E.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, G.G. Kulikov Calculational Models for Quantitative Evaluation of Proliferation Protection for Fissionable Materials	2

H.D. PRESENTATION

V. Gorborov, S. Ivanov, O. Kuganiyazov, A. Zababurin Hydrodynamics of the Heat-Carrier and Behaviour of Impurity in Contour of Repeated Compulsory Circulation RBMK during a Stop of the Block	1
A.M. Zagrebayev, S.V. Kostanbayev, N.V. Ovsyannikova Control of Flow Rate in Fuel Channel RBMK-type Reactor from Information about Coolant Activity	1
V.B. Kruglov, A.B. Kruglov, I.G. Pozdeeva, V.S. Kharitonov Measurement of Thermal Properties of the Fuel Roads Power Nuclear Reactors by Method of Pulse Heating	1
Yu.A. Kurachenko, D.N. Moiseenko The MARS and TAPIRO Small Capacity Reactors for BNCT Applications	1
M.A. Polous Updating of Procedure of Calculation of the Reactor-Converter Multicell Thermionic Fuel Element output Characteristics	1
S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, A.Yu. Stankovskiy Burnup Features with SCALE 5 Code Package	1

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Авдеев Е.Ф.	2	Дмитриев С.М.	1
Айдаралиева В.Э.	1	Докукин Д.А.	2
Александров Д.Е.	3	Долгов Е.В.	4
Алексеев В.В.	4	Дрейзин В.Э.	1
Альев Р.Р.	4	Дроздов Ю.Н.	2, 4
Амосов П.В.	2, 3	Дунаев Г.Е.	3
Амосов С.В.	3	Дьяченко А.И.	4
Андианов А.А.	2	Дядик В.Ф.	1
Анисонян В.Р.	3, 4	Елисеев В.А.	2
Анишев Е.Ю.	3	Забабурин А.И.	1
Антипов С.Г.	4	Загребаев А.М.	1
Аntonенков М.А.	2	Зайцев А.А.	3, 4
Антонова А.М.	1	Зефиров М.Д.	2
Апсэ В.А.	2, 3, 4	Ибрагимов Р.Л.	3
Арнольдов М.Н.	2	Иванов С.В.	1
Артисюк В.В.	1, 3, 4	Ижутов А.Л.	4
Афанасьев Г.И.	4	Кабанов А.И.	3
Бабин В.А.	4	Каграманян В.С.	4
Бадретдинов Т.Х.	3	Кадочников С.Д.	1
Байдали С.А.	1	Казанский Ю.А.	4
Байкова Е.В.	2	Казанцев А.А.	3, 4
Балыбердин А.С.	1	Калашников А.Г.	4
Баранаев Ю.Д.	3	Калыгин В.В.	4
Бараненко В.И.	2	Калякин Д.С.	4
Баранова В.С.	2	Калякин С.Г.	2
Башкиров Н.И.	3	Карпенко А.А.	2
Беденко С.В.	1	Катерев Р.О.	3
Беденко С.В.	2	Катрич И.Ю.	3
Безбородов А.А.	4	Клинов А.В.	4
Безносов А.В.	2, 4	Клинов Д.А.	4
Белин А.В.	4	Клушин А.В.	3
Бережной С.Н.	2	Колесов В.В.	4
Богданов С.В.	2	Комолов И.А.	1
Бойко В.И.	4	Кондратьев А.С.	4
Боков П.А.	2	Кормилицын В.М.	1
Бокова Т.А.	2, 4	Коробейников В.В.	2, 4
Большухин М.А.	4	Коробейникова Л.В.	2
Бородин С.С.	1	Коробицын В.Е.	4
Буланенко В.И.	2	Коровин Ю.А.	2
Валетова Н.К.	3	Костанбаев С.В.	1
Варлачев В.А.	3	Костерев В.В.	1
Васин Б.Д.	3	Кочнов О.Ю.	2, 3
Васяткин А.Г.	4	Кошелев Ф.П.	4
Веселова И.Н.	1	Красин В.П.	2
Витушкина Н.М.	3	Краснов Ю.А.	2, 4
Волков Ю.В.	2	Криницын Н.С.	1
Волкович В.А.	3	Круглов А.Б.	1
Гераскин Н.И.	4	Круглов В.Б.	1
Глебов А.П.	3	Крутовский А.О.	3
Гнетков Ф.В.	1	Крышев А.И.	1
Горбунов В.С.	3	Крышев И.И.	1, 3
Горбуров В.И.	1	Кряжев А.В.	1
Горюнов А.Г.	3	Кудряев А.А.	4
Гримов А.А.	1	Кужаниязов О.С.	1
Грициук С.В.	3, 4	Кузнецов Д.В.	1, 2
Гулина О.М.	2	Кузьмин А.М.	2
Декусар В.М.	4	Куликов Г.Г.	2, 3
Денисевич А.А.	1	Куликов Е.Г.	2
Диденко В.И.	3		

Кулиш Ю.В.	4	Сагалов С.С.	3
Кураченко Ю.А.	1	Сахарова Л.А.	2
Кустов М.С.	2	Селиваникова О.В.	4
Левченко Ю.Д.	4	Селиванова Г.В.	3
Легчанов М.А.	1	Семенов М.Ю.	2
Леонов В.Н.	2	Семенова Ю.В.	1
Лескин С.Т.	4	Сергеев В.В.	3
Лисичкин Ю.В.	2	Синицын А.Н.	4
Логвинов Д.И.	1	Сироткин А.М.	4
Лощаков И.И.	1	Скомурохов А.О.	4
Лукьянов А.А.	2, 4	Соболев А.В.	2
Лунева К.В.	1	Солнцев Д.Н.	1
Львов А.В.	1	Сомов И.Е.	3
Мазепа И.Н.	1	Сорокин В.Д.	1
Макаров В.В.	2, 4	Союстова С.И.	2
Малков А.П.	2, 4	Станковский А.Ю.	1
Малышева И.В.	2	Старков В.А.	4
Мальцев Д.С.	3	Стогов В.Ю.	4
Марихин Н.Ю.	4	Супотницкая О.В.	4
Матвеев В.И.	2	Суслов И.Р.	4
Махов К.А.	4	Суховерхова О.В.	3
Моисеенко Д.Н.	1	Сухонсов В.Я.	3
Морозов А.В.	4	Тарасов Г.И.	4
Морозов В.Б.	2	Ташлыков О.Л.	1
Морозов С.А.	4	Титов Д.М.	4
Наумов А.А.	1	Тихомиров Б.Б.	4
Наумов В.С.	3	Токмачев Г.В.	2
Никитин А.И.	1, 3	Трофимов М.А.	3
Никитин В.А.	3	Увакин М.А.	2, 4
Николаев А.Н.	3	Узиков В.А.	4
Николаев С.А.	3	Украинцев В.Ф.	3
Новиков А.Г.	2	Усанов Д.А.	3
Новикова О.Ю.	1	Федорова Е.В.	2
Овсянникова Н.В.	1	Федулов М.В.	2
Окулова М.В.	1	Филимонов С.Н.	1, 4
Опанасенко А.Н.	2	Фоломеев В.И.	4
Павлов С.В.	3	Харитонов В.С.	1
Павлова Н.Н.	4	Хвостов М.С.	1
Петелин А.Л.	2	Хомяков Ю.С.	2
Петелин А.Л.	4	Хренков А.Д.	1
Петкевич И.Г.	2, 4	Хробостов А.Е.	1
Петренко Г.И.	3	Цыганок А.А.	4
Пименов В.В.	2, 4	Чекалкин С.И.	4
Пискунова Н.А.	4	Чепурко В.А.	2
Пичугина И.А.	4	Чернов В.А.	3
Подшивалова А.В.	3	Чертков Ю.Б.	4
Поздеева И.Г.	1	Чулухадзе В.Р.	2
Полоус М.А.	1	Чумичев В.Б.	3
Полухина А.М.	3	Чурсин Ю.А.	1
Пометко Р.С.	2	Чусов И.А.	2
Поплавская Е.В.	2	Шаманин И.В.	2
Попова Т.В.	4	Шелегов А.С.	2
Прокуряков К.Н.	1, 3	Шкуро В.Н.	3
Прохорова И.В.	1	Шмелев А.Н.	2, 3, 4
Пучков В.Н.	2, 4	Шумилков А.И.	4
Пшакин Г.М.	4	Юрков А.С.	1
Рачкова Е.Н.	2	Юрьев Ю.С.	3
Ремизов О.В.	4	Юферов А.Г.	3
Рожков В.В.	1	Янченко Ю.А.	2
Ромахова Г.А.	1	Яцало Б.И.	3, 4

II. AUTHOR INDEX

Afanasev G.I.....	3	Fedorova E.V.....	2
Aidaralieva V.E.....	1	Fedulov M.V.....	2
Aleksandrov D.E.....	3	Filimonov S.N.....	1, 4
Alexeev V.V.....	4	Folomeev V.I.....	4
Alyev R.R.....	4	Geraskin N.I.....	4
Amosov P.V.....	2, 3	Glebov A.P.....	3
Amosov S.V.....	3	Gnetkov F.V.....	1
Andrianov A.A.....	2	Gorborov V.....	1
Anishev E.Yu.....	3	Gorbunov V.S.....	3
Anisonyan V.R.....	3, 4	Goryunov A.G.....	3
Antipin S.G.....	4	Grimov A.A.....	1
Antonenkov M.A.....	2	Gritsyuk S.V.....	3
Antonova A.M.....	1	Gulina O.M.....	2
Apse V.A.....	2, 3, 4	Hrenkov A.D.....	1
Arnoldov M.N.....	2	Ibragimov R.L.....	3
Artisyuk V.V.....	1, 3, 4	Ivanov S.....	1
Avdeev E.F.....	2	Izhutov A.L.....	4
Babin V.A.....	4	Jurkov A.S.....	1
Badretdinov T.H.....	3	Kabanov A.I.....	3
Balyberdin A.S.....	1	Kadochnikov S.D.....	1
Baranaev Yu.D.....	3	Kagramanyan V.S.....	4
Baranenko V.I.....	2	Kalashnikov A.G.....	4
Baranova V.S.....	2	Kalyakin D.S.....	4
Bashkirov N.I.....	3	Kalyakin S.G.....	2
Baydali S.A.....	1	Kalygin V.V.....	4
Baykova E.V.....	2	Karpenko A.A.....	2
Bedenko S.V.....	1, 2	Katereev R.O.....	3
Belin A.V.....	4	Katrich I.Yu.....	3
Berezhnay S.N.....	2	Kazansky Yu.A.....	4
Bezborodov A.A.....	4	Kazantsev A.A.....	3, 4
Beznosov A.V.....	2, 4	Kharitonov V.S.....	1
Bogdanov S.V.....	2	Khomyakov Yu.S.....	2
Bokov P.A.....	2	Khrobostov A.E.....	1
Bokova T.A.....	2, 4	Khvostov M.S.....	1
Bolshukhin M.A.....	4	Klinov A.V.....	4
Borodin S.S.....	1	Klinov D.A.....	4
Boyko V.I.....	4	Klushin A.V.....	3
Bulanenko V.I.....	2	Kochnov O.Yu.....	2, 3
Chekalkin S.I.....	4	Kolesov V.V.....	4
Chepurko V.A.....	2	Komolov I.A.....	1
Chernov V.A.....	3	Kondratiev A.S.....	4
Chertkov Yu.B.....	4	Kondratiev A.S.....	4
Chulukhadze V.R.....	2	Kormilitsyn V.M.....	1
Chumichev V.B.....	3	Korobeinikova L.V.....	2
Chursin Y.A.....	1	Korobeynikov V.V.....	2, 4
Chusov I.A.....	2	Korobitsyn V.E.....	4
Dekusar V.M.....	4	Korovin Yu.A.....	2
Denisevich A.A.....	1	Koshelev F.P.....	4
Didenko V.....	3	Kostanbayev S.V.....	1
Dmitriev S.M.....	1	Kosterev V.V.....	1
Dokukin D.A.....	2	Krasin V.P.....	2
Dolgov E.V.....	4	Krasnov Yu.A.....	2, 4
Dreizin V.E.....	1	Krinitsyn N.S.....	1
Drozdov J.N.....	2	Kruglov A.B.....	1
Drozdov Yu.N.....	4	Kruglov V.B.....	1
Dunaev G.E.....	3	Krutovsky A.O.....	3
Dyachenko A.I.....	4	Kryajev A.V.....	1
Dyadik V.F.....	1	Kryshev A.I.....	1
Eliseev V.A.....	2	Kryshev I.I.....	1, 3

Kudryev A.A.	4	Puchkov V.N.	2
Kuganiyazov O.	1	Puchkov V.N.	4
Kulikov E.G.	2	Rachkova E.N.	2
Kulikov G.G.	2, 3	Remizov O.V.	4
Kulish Yu.V.	4	Rojkov V.V.	1
Kurachenko Yu.A.	1	Romakhova G.A.	1
Kustov M.S.	2	Sagalov S.S.	3
Kuzmin A.M.	2	Sakharova L.A.	2
Kuznetsov D.V.	1, 2	Selivanikova O.V.	4
Legchanov M.A.	1	Selivanova G.N.	3
Leonov V.N.	2	Semenov M.Yu.	2
Leskin S.T.	4	Semenova Yu.V.	1
Levtchenko Yu.D.	4	Sergeev V.V.	3
Lisichkin Yu.V.	2	Shamanin I.V.	2
Logvinov D.I.	1	Shelegov A.S.	2
Loshchakov I.I.	1	Shkuro V.N.	3
Lukyanov A.A.	2	Shmelev A.N.	2, 3, 4
Lukyanov A.A.	4	Shumilkov A.I.	4
Lunyova K.V.	1	Sinicin A.N.	4
Lvov A.V.	1	Sirotnik A.M.	4
Makarov V.V.	2, 4	Skomorokhov A.O.	4
Malkov A.P.	2, 4	Sobolev A.V.	2
Maltsev D.S.	3	Sojustova S.I.	2
Malyshева I.V.	2	Solncev D.N.	1
Matveev V.I.	2	Somov I.E.	3
Mazepa I.N.	1	Sorokin V.D.	1
Makhov K.A.	4	Stankovskiy A.Yu.	1
Moiseenko D.N.	1	Starkov V.A.	4
Morozov A.V.	4	Stogov V.Yu.	4
Morozov S.A.	4	Suhonosov V.J.	3
Morozov V.B.	2	Suhoverhova O.V.	3
Naumov A.A.	1	Supotnitskaya O.V.	4
Naumov V.S.	3	Suslov I.R.	4
Nikitin A.I.	1, 3	Tarasov G.I.	4
Nikitin V.A.	3	Tashlykov O.L.	1
Nikolaev A.N.	3	Tikhomirov B.B.	4
Nikolaev S.A.	3	Titov D.M.	4
Novikov A.G.	2	Tokmachev G.V.	2
Novikova O.Y.	1	Trofimov M.A.	3
Okulova M.	1	Tsyganok A.A.	4
Opanasanko A.N.	2	Ukrainstsev V.F.	3
Ovsyannikova N.V.	1	Usanov D.A.	3
Pavlov S.V.	3	Uvakin M.A.	2, 4
Pavlova N.N.	4	Uzikov V.A.	4
Petelin A.L.	2, 4	Valetova N.K.	3
Petkevich I.G.	2, 4	Varlachev V.A.	3
Petrenko G.I.	3	Vasin B.D.	3
Pichugina I.A.	3	Vasyatkin A.G.	4
Pimenov V.V.	2, 4	Veselova I.	1
Piskunova N.A.	4	Vitushkina N.M.	3
Podshivalova A.V.	3	Volkov Y.V.	2
Polous M.A.	1	Volkovich V.A.	3
Polukhina A.M.	3	Yanchenko Y.A.	2
Pometko R.S.	2	Yatsalo B.I.	3
Poplavskaya E.V.	2	Yuferov A.G.	3
Popova T.V.	4	Yur'ev Yu.S.	3
Pozdeeva I.G.	1	Zababurin A.	1
Prokhorova I.V.	1	Zagrebayev A.M.	1
Proskurjakov K.N.	1, 3	Zaitsev A.A.	3, 4
Pshakin G.M.	4		