

СОДЕРЖАНИЕ

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ**

- В.И. Бойко, П.М. Гаврилов, В.А. Лызко, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман*
Составляющие пространственно-распределенного источника тепловыделения в графитовых конструкциях ЯЭУ 3
- В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, И.В. Шаманин, М.Г. Герасим, В.Н. Нестеров*
Нейтронно-физические аспекты обращения с уран-ториевыми и плутоний-ториевыми сплавами 9
- В.В. Дулин, С.А. Забродская*
О вкладе α -n реакции в интенсивность нейтронного излучения двуокиси плутония 18
- А.Г. Юферов*
К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики 25

**АТОМНЫЕ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

- Е.Н. Алонцева, А.Н. Анохин, А.С. Стебнев, Э.Ч. Маршалл*
Представление информации для обзора состояния энергоблока атомной станции 34
- А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Федорова*
Оценка конкурентоспособности атомных станций малой мощности в Республике Саха (Якутия) 40
- А.М. Загребаев*
Оптимизация режима работы ядерного реактора в переменном суточном графике нагрузки с учетом возможности утилизации энергии 51
- С.Т. Лескин, В.В. Корнилова*
О возможности идентификации аномалии в состоянии насосов высокого и низкого давления по результатам испытаний на АЭС с ВВЭР 56
- Э.С. Сааков, В.П. Дерий, А.М. Яковлев, А.А. Кормилицын, А.В. Клепов, М.Х. Гашев, Ю.А. Крайнов, В.И. Чмыхун, В.В. Сарбуков, О.В. Лебедев, В.В. Макеев, А.Ю. Беляков*
Нейтронно-физические характеристики первой топливной загрузки блока №2 Хмельницкой АЭС с ТВСА на этапе физического и энергетического пуска . 64

**ТЕПЛОФИЗИКА И
ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**

- Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, В.А. Левченко, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев*
Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора 77
- С.Г. Калякин, А.А. Цыганок*
Экспериментальные исследования теплоотдачи и тепловой мощности вентиляционной трубы системы пассивной фильтрации АЭС 85
- Г.А. Сорокин, Х. Ниноката, Х. Эндо, А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, В.В. Иванов, А.Д. Волков, И.Р. Зуева*
Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции 92

**ЭКОЛОГИЯ
ЭНЕРГЕТИКИ**

- А.П. Бирюков, В.К. Иванов, В.Ф. Украинцев, М.А. Болохоненкова, Е.В. Кочергина, З.Г. Круглова, Н.С. Зеленская*
Контроль качества регистрации заболеваемости участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС в различных дозовых группах 107
- Б.И. Яцало, И. Линков, Г. Кайкер, Т.П. Сигер, А.Н. Ткачук*
Управление водными системами с использованием методов многокритериального анализа 113

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<p><i>V.I. Boiko, P.M. Gavrilov, V.A. Lyzko, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman</i> Constituents of the Spatial-Distributed Source of Heat Discharge in the Graphite Structures of the Nuclear Power Installations 3</p> <p><i>V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, I.V. Shamanin, M.G. Gerasim, V.N. Nesterov</i> The Neutron-Physical Aspects of the Uranium-Thorium and Plutonium-Thorium Alloys Handlment 9</p> <p><i>V.V. Doulin, S.A. Zabrodskaja</i> About Contribution of α-n Reaction to Intensity of Neutron Radiation of Dioxide of Plutonium 18</p> <p><i>A.G. Yuferov</i> To a Problem of Identification of Integral Equations of a Kinetics 25</p>
NUCLEAR POWER PLANTS	<p><i>E.N. Alontseva, A.N. Anokhin, A.S. Stebenev, E. Marshall</i> Information Representation for In-Process Review of NPP Unit STATUS 34</p> <p><i>A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, E.V. Fedorova</i> Efficiency Evaluation for Small and Medium-Sized Reactors in the Sakha Republic (Yakutia) 40</p> <p><i>A.M. Zagrebayev</i> Optimization of Nuclear Reactor Operation Rregime in Variable Daily Loading Schedule with Accounting for Energy Utilization 51</p> <p><i>S.T. Leskin, V.V. Kornilova</i> About a Possibility High and Low Pressure Pumps Anomalies Identefication Based on Testing Data Analysis 56</p> <p><i>E.S. Saakov, V.P. Derij, A.M. Yakovlev, A.A. Kormilitsin, A.V. Klepov, M.H. Gashev, Yu.A. Krainov, V.I. Chmykhun, V.V. Sarbukov, O.V. Lebedev, V.V. Makeev, A.Yu. Belyakov</i> Neutron and Physical Characteristics of the Khmel'nitsk-2 First Loading with Alternative-Design Fuel Assemblies at the Stages of Physical and Power Startup 64</p>
THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS	<p><i>E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Vur'ev</i> Experimental Investigation of Hydraulic Characteristics of Tank Reactor Model 77</p> <p><i>S.G. Kalyakin, A.A. Tsyganok</i> Experimental Investigations in Substantiation of Design Functions of the Passive System of Filtration of the Leaks to the NPP Annulus 85</p> <p><i>G.A. Sorokin, X. Ninokata, X. Endo, A.D. Efanov, A.P. Sorokin, E.F. Ivanov, G.P. Bogoslovskaja, V.V. Ivanov, A.D. Volkov, I.R. Zueva</i> Experimental and Numerical Modelling of Liquid Metal Boiling Heat Transfer in a System of Parallel Fuel Subassemblies under conditions of Natural Convection 92</p>
ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	<p><i>A.P. Birukov, V.K. Ivanov, V.F. Ukraintsev, M.A. Bolkhonenkova, H.V. Kochergina, Z.G. Kruglova, N.S. Zelenskaya</i> Quality Control of Sickness Rate Registration of the Chernobil Accident Liquidators into a Different Radiation Dose Groups 107</p> <p><i>B.I. Yatsalo, I. Linkov, G. Kiker, T.P. Seager, A.N. Tkachuk</i> Management of Contaminated Aquatic Environment with Implementation of Multi Criteria Decision Analysis 113</p>

СОСТАВЛЯЮЩИЕ ПРОСТРАНСТВЕННО- РАСПРЕДЕЛЕННОГО ИСТОЧНИКА ТЕПЛОТЫДЕЛЕНИЯ В ГРАФИТОВЫХ КОНСТРУКЦИЯХ ЯЭУ

В.И. Бойко*, **П.М. Гаврилов****, **В.А. Лызко***, **В.Н. Нестеров***,
И.В. Шаманин*, **А.В. Ратман*****

*Томский политехнический университет, г. Томск

**ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск

***ФГУП Горно-химический комбинат, г. Железногорск



Изложен алгоритм расчета и получены расчетные соотношения для определения составляющих источника тепловыделения в графитовых конструкциях активной зоны реактора. Проведен расчет составляющих, образованных замедлением нейтронов и поглощением γ -квантов, для реакторов РБМК и АДЭ. Определены отношения составляющих тепловыделения, значения их долей от тепловой мощности реакторов и отличия между тепловыделением в графитовых кладках РБМК и АДЭ.

СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита показывает, что определяющее влияние на значение критического флюенса и, следовательно, ресурс графита, оказывают значения плотности потока сопутствующего γ -излучения и эквивалентной температуры облучения [1]. Эквивалентная температура облучения образована суммарным тепловыделением за счет замедления нейтронов и поглощения γ -квантов в объеме графита [2].

Тепловыделение, обусловленное замедлением нейтронов, прямо пропорционально плотности потока нейтронов и определяется нейтронно-физическими особенностями реактора. Плотность объемного тепловыделения за счет замедления нейтронов в центральном графитовом блоке q_V^u определяется соотношением [2]:

$$q_V^u = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) k_V \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\bar{\xi} \Sigma_s} \right) \left(\frac{N}{V_{A3}} \right) \quad (1)$$

где E_n – энергия, уносимая нейтронами деления в графит; E_f – энергия деления U^{235} ; $\xi \Sigma_s$ – замедляющая способность графита; $\bar{\xi} \Sigma_s$ – усредненная по всем материалам активной зоны замедляющая способность; N – тепловая мощность реактора; V_{A3} – объем активной зоны; k_V – коэффициент неравномерности энерговыделения по объему активной зоны.

В активной зоне γ -кванты образуются при делении, при переходе осколков деления из возбужденного состояния в основное и в результате поглощения нейтронов ядрами среды. Для всех ядер имеются строго определенные энергетические уровни возбуждения и механизмы снятия этого возбуждения, свойственные только данному сорту ядер. Следовательно, спектр γ -излучения зависит от материального состава активной зоны и состава ядерного топлива. Материальный состав и степень гетерогенности активной зоны также оказывают влияние на процесс поглощения энергии γ -излучения и, тем самым, определяют – какая доля энергии γ -квантов преобразуется в тепловую в блоке замедлителя. Тепловыделение, обусловленное поглощением γ -квантов, прямо пропорционально плотности потока тепловых нейтронов. Его вклад в суммарное тепловыделение определяется материальным составом и гетерогенностью активной зоны. Таким образом, в соотношение (1) необходимо внести фактор (множитель) Δ , характеризующий отношение суммарного тепловыделения за счет нейтронов и γ -квантов к тепловыделению только за счет нейтронов. В результате

$$q_V^u = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) k_V \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\bar{\xi} \Sigma_s} \right) \left(\frac{N}{V_{A3}} \right) \Delta. \quad (2)$$

Определение значений фактора Δ и эквивалентных температур облучения для различных типов реакторов с графитовым замедлителем является предметом данной работы.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ЗА СЧЕТ ГАММА-КВАНТОВ

Для определения тепловыделения в графитовом блоке за счет γ -квантов необходимо разделить элементарную ячейку на две зоны: 1 – гомогенизированный технологический канал; 2 – графитовый блок.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения определяется соотношением:

$$\mu_{aj} = W_{aj} \rho, \quad (3)$$

где W_{aj} – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения j -ой энергетической группы; ρ – плотность материала.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения для химического соединения определяется из соотношения:

$$\mu_{aj}^{\text{соед}} = \sum_i W_{ai} \rho_i \frac{N_i^{\text{соед}}}{N_i}, \quad (4)$$

где i – номер элемента, входящего в состав соединения; W_{ai} , ρ_i и N_i – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения, плотность и ядерная концентрация для чистого вещества i -ого элемента в нормальных условиях соответственно; $N_i^{\text{соед}}$ – концентрация i -ого элемента в соединении.

Вероятности выхода (P_{0j}) и поглощения (P_j) энергии γ -квантов, образовавшихся в зоне 1 или 2, определяются из предположения, что источники γ -квантов в объеме зоны изотропны и распределены равномерно, а фактор накопления поглощенной энергии представлен в экспоненциальной форме. Для тел правильной геометрической формы данные вероятности связаны между собой простым соотношением [2]:

$$P_j = 1 - P_{0j}. \quad (5)$$

Для элементов произвольной геометрической формы вероятность выхода энергии γ -квантов определяется соотношением:

$$P_{0j} = \frac{1}{1 + \frac{4V}{S} \mu_{aj}}, \quad (6)$$

и называется рациональным приближением Вигнера. Здесь V и S – объем и поверхность зоны.

Вероятности выхода энергии γ -квантов из первой во вторую зону и из второй в первую определяются соотношениями:

$$P_j^{1 \rightarrow 2} = P_{0j}^1; \quad (7)$$

$$P_j^{2 \rightarrow 1} = \frac{\mu_{aj}^1 V^1}{\mu_{aj}^2 V^2} P_j^{1 \rightarrow 2}. \quad (8)$$

Если плотность мощности источников γ -излучения для j -ой энергетической группы в зонах 1 и 2 обозначить $E_g^1 n_c^1$ и $E_g^2 n_c^2$, то тепловыделение за счет γ -квантов, генерируемых в результате радиационного захвата тепловых нейтронов, в зонах 1 и 2 ($Q_{c\gamma}^1$ и $Q_{c\gamma}^2$) может быть определено по соотношениям:

$$Q_{c\gamma}^1 = \sum_j [E_g^1 n_c^1 V^1 (1 - P_j^{1 \rightarrow 2}) + E_g^2 n_c^2 V^2 P_j^{2 \rightarrow 1}]; \quad (9)$$

$$Q_{c\gamma}^2 = \sum_j [E_g^1 n_c^1 V^1 P_j^{1 \rightarrow 2} + E_g^2 n_c^2 V^2 (1 - P_j^{2 \rightarrow 1})], \quad (10)$$

где E_g – энергия γ -квантов j -ой группы, выделившаяся в результате радиационного захвата теплового нейтрона; n_c – число радиационных захватов тепловых нейтронов в единичном объеме в единицу времени (удельная интенсивность реакций захвата) и определяемое соотношением:

$$n_c = \Phi_{\tau} \Sigma_c, \quad (11)$$

где Φ_{τ} – среднее по АЗ значение плотности потока тепловых нейтронов; Σ_c – среднее по зоне ячейки значение макроскопического сечения радиационного захвата тепловых нейтронов.

Тепловыделение, обусловленное поглощением мгновенных γ -квантов и γ -квантов осколков деления, определяется соотношениями:

$$Q_{f\gamma}^1 = \sum_j E_{fj}^1 n_f^1 V^1 (1 - P^{1 \rightarrow 2}); \quad (12)$$

$$Q_{f\gamma}^2 = \sum_j E_{fj}^1 n_f^1 V^1 P^{1 \rightarrow 2}, \quad (13)$$

где E_{fj} – энергия γ -квантов j -ой группы, выделившаяся в результате деления U^{235} и последующего снятия возбуждения осколков деления; n_f^1 – число актов деления U^{235} тепловыми нейтронами в единичном объеме в единицу времени (удельная интенсивность реакций деления), определяемое соотношением:

$$n_f^1 = \Phi_{\tau} \Sigma_f^1, \quad (14)$$

где Σ_f^1 – среднее по 1-ой зоне ячейки значение макроскопического сечения деления U^{235} тепловыми нейтронами.

Таким образом, суммарные тепловыделения, обусловленные поглощением γ -излучения в зонах, определяются соотношениями:

$$Q_{\gamma}^1 = Q_{c\gamma}^1 + Q_{f\gamma}^1; \quad (15)$$

$$Q_{\gamma}^2 = Q_{c\gamma}^2 + Q_{f\gamma}^2. \quad (16)$$

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Расчет проводился для реакторов РБМК-1000 и АДЭ. Во внимание принималось 10 энергетических групп γ -излучения (равные интервалы по энергии γ -излучения до 10 МэВ). Значения средних по зонам и энергетическим группам коэффициентов по-

Таблица 1

Значения средних по зонам и энергетическим группам коэффициентов поглощения энергии γ -излучения и вероятностей выхода энергии γ -квантов из зоны в зону для реактора РБМК-1000 и АДЭ*

E, МэВ	РБМК-1000				АДЭ		
	$\mu_{\text{эп}}^2, \text{см}^{-1}$	$\mu_{\text{эп}}^1, \text{см}^{-1}$	$\rho_j^{1 \rightarrow 2}$	$\rho_j^{2 \rightarrow 1}$	$\mu_{\text{эп}}^1, \text{см}^{-1}$	$\rho_j^{1 \rightarrow 2}$	$\rho_j^{2 \rightarrow 1}$
0,5	0,050	0,514	0,181	0,199	1,305	0,154	0,143
1,5	0,044	0,185	0,380	0,174	0,362	0,397	0,118
2,5	0,038	0,179	0,388	0,198	0,341	0,411	0,133
3,5	0,034	0,185	0,381	0,223	0,353	0,403	0,150
4,5	0,031	0,193	0,370	0,247	0,372	0,390	0,167
5,5	0,029	0,202	0,360	0,269	0,392	0,378	0,182
6,5	0,028	0,211	0,350	0,284	0,413	0,366	0,196
7,5	0,027	0,221	0,339	0,305	0,436	0,353	0,208
8,5	0,026	0,230	0,331	0,319	0,455	0,344	0,218
9,5	0,025	0,237	0,324	0,331	0,470	0,336	0,227

* Значения $\mu_{\text{эп}}^2$ для обоих реакторов равны

глощения энергии γ -излучения и вероятностей выхода энергии γ -квантов из зоны в зону приведены в табл. 1. Средние по зонам параметры энергетических спектров γ -квантов, образующихся при радиационном захвате, представлены в табл. 2. Спектры усреднялись по соотношению

$$\bar{E}_\gamma = \frac{\sum_i E_i S_i \Sigma_c^i}{\sum_i S_i \Sigma_c^i}, \quad (17)$$

где E_i – энергия γ -квантов, выделившаяся в результате радиационного захвата теплового нейтрона i -м материалом; S_i – площадь поперечного сечения ячейки, занимаемая i -м материалом; Σ_c^i – макроскопическое сечение радиационного захвата тепловых нейтронов i -м материалом.

Коэффициенты поглощения энергии γ -излучения и энергетические спектры γ -квантов при радиационном захвате во второй зоне для обоих типов реакторов совпада-

Таблица 2

Средние по зонам параметры спектров γ -квантов, образующихся при радиационном захвате для реакторов РБМК-1000 и АДЭ**

E, МэВ	РБМК-1000	АДЭ	РБМК-1000 и АДЭ
	$E_\gamma^1, \text{МэВ/захват}$	$E_\gamma^1, \text{МэВ/захват}$	$E_\gamma^2, \text{МэВ/захват}$
0,5	0	0	0
1,5	0	0	0
2,5	0,41	0,11	0
3,5	0,20	0,32	1,1
4,5	1,52	1,71	3,47
5,5	0,40	0,44	0
6,5	0,09	0,1	0
7,5	0,21	0,67	0
8,5	0,01	0	0
9,5	0	0	0
Суммарное значение	2,83	3,35	4,57

** Параметры спектра во 2-ой зоне ячейки для обоих реакторов идентичны

Таблица 3

Нейтронно-физические параметры и суммарные тепловыделения в реакторах РБМК-1000 и АДЭ из расчета на весь объем АЗ (на один акт деления)

Параметры тепловыделения	РБМК-1000	АДЭ
$\Phi_T, \text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$2,24\cdot 10^{13}$	$1,08\cdot 10^{13}$
$n_f^1, \text{см}^{-3}\cdot\text{с}^{-1}$	$1,39\cdot 10^{12}$	$3,2\cdot 10^{12}$
$n_c^1, \text{см}^{-3}\cdot\text{с}^{-1}$	$7,18\cdot 10^{11}$	$1,84\cdot 10^{12}$
$n_c^2, \text{см}^{-3}\cdot\text{с}^{-1}$	$4,70\cdot 10^9$	$3,68\cdot 10^9$
$Q_{\gamma}^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	15,3 (0,96)	12,1 (1,21)
$Q_{f_{\gamma}}^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	159,1 (9,97)	106,9 (10,69)
$Q_{\gamma}^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	10,4 (0,65)	8,6 (0,86)
$Q_{f_{\gamma}}^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	79,1 (4,95)	42 (4,2)
$Q_{\gamma}^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	174,4 (10,93)	119 (11,9)
$Q_{\gamma}^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	89,5 (5,6)	50,5 (5,05)
$Q_n, \text{МВт (МэВ/дел)}$	48,9 (3,06)	47 (4,7)
$\delta_{\gamma} = Q_{\gamma}^1 \cdot 100 / N, \%$	2,8	2,53
$\delta_n = Q_n \cdot 100 / N, \%$	1,53	2,35
$\delta = \delta_{\gamma} + \delta_n, \%$	4,33***	4,88
$\Delta = \delta / \delta_n$	2,83	2,08

*** В соответствии с [2] $\delta \approx 7\%$ для РБМК

ют, т.к. данная зона содержит один материал (графит). В табл. 3 приведены спектры мгновенных γ -квантов и γ -квантов осколков деления заданы в соответствии с [2]. Нейтронно-физические параметры реакторов и суммарные тепловыделения в каждой зоне, а также процент (от общей мощности реактора) выделившейся в графите энергии за счет поглощения γ -излучения (δ_{γ}), за счет замедления нейтронов (δ_n) и сумма за счет обоих процессов (δ), значения коэффициента Δ . Тепловыделение, обусловленное замедлением нейтронов, определяется в соответствии с (1) по соотношению

$$Q_n = q_{\nu}^{\text{зам}} V_{\text{зам}} / k_{\nu}, \quad (18)$$

где $V_{\text{зам}}$ – объем замедлителя в АЗ.

ВЫВОДЫ

Анализ полученных результатов позволяет сделать следующие выводы.

1. Основной вклад в генерацию γ -квантов вносят материалы, входящие в состав 1-ой зоны элементарной ячейки. В связи с тем, что графит имеет низкое значение микроскопического сечения радиационного захвата тепловых нейтронов (около 0,004 б), удельная интенсивность реакции захвата во 2-ой зоне на 3 порядка ниже, чем в 1-ой зоне. Объемы зон при этом отличаются на 1 порядок. В результате энергия γ -квантов, выделяемая в процессе захвата нейтронов ядрами графита в пересчете на одно деление, составляет около 0,15 МэВ/дел.

2. Основной вклад в генерацию γ -квантов вносит процесс деления (мгновенные γ -кванты – 7,8 МэВ/дел) и γ -распад осколков деления (7,2 МэВ/дел). Энергия γ -квантов, выделившаяся в результате радиационного захвата (3÷4 МэВ/захват), практически

ки в 5 раз ниже энергии γ -квантов, выделившейся в процессе деления. Удельная интенсивность реакции деления в 1-ой зоне в 2 раза выше удельной интенсивности реакции захвата. Все это приводит к тому, что суммарная энергия, выделяющаяся при поглощении γ -квантов деления, на порядок выше суммарной энергии, выделяющейся при поглощении γ -квантов захвата.

3. В реакторе АДЭ доля тепловыделения за счет процесса замедления нейтронов выше, чем в реакторах РБМК-1000. Этот факт можно объяснить тем, что в АДЭ жесткость спектра нейтронов примерно в 2 раза выше. Отношение объема топлива к объему замедлителя составляет: АДЭ – 0,02; РБМК – 0,03. Однако в этих реакторах используются различные виды топлива: АДЭ – металлический уран ($18,1 \text{ г/см}^3$), РБМК – двуокись урана ($10,3 \text{ г/см}^3$). В реакторах с жестким спектром нейтроны, потеряв часть своей энергии в графите, достаточно быстро поглощаются материалами активной зоны, в том числе вызывая деление с появлением быстрых нейтронов. В реакторах с мягким спектром тепловые нейтроны достаточно долго диффундируют до момента деления топлива.

4. Тепловыделение, обусловленное поглощением γ -квантов, в реакторах АДЭ и РБМК практически не отличается. Энергия, выделяющаяся во всей активной зоне только за счет поглощения γ -излучения, составляет около 8% (в замедлителе около 2,5÷3%) от общей мощности реактора. В графитовом замедлителе канальных реакторов за счет замедления нейтронов и поглощения γ -излучения выделяется около 4÷5% от общей мощности реактора. Следовательно, величина коэффициента Δ определяется в основном тепловыделением за счет процесса замедления нейтронов.

Таким образом, результаты по оценкам ресурса графита АДЭ на прогнозы для РБМК переносить нельзя ввиду того, что удельные интенсивности процессов деления и радиационного захвата для технологических каналов в этих реакторах различны ($2 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$ – РБМК, $5 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$ – АДЭ), а это приводит к различным значениям плотности потока сопутствующего γ -излучения ($4 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ – РБМК, $5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ – АДЭ). Увеличение плотности потока сопутствующего γ -излучения и эквивалентной температуры облучения в интервале выше 300°C в соответствии с [1] вызывает уменьшение значения критического флюенса. При определении ресурса РБМК также следует учитывать то, что составляющие тепловыделения за счет замедления нейтронов и поглощения γ -квантов и их отношение значительно отличаются от случая АДЭ.

Уточненное для канальных графитовых водоохлаждаемых реакторов значение доли тепловой мощности, выделяющейся в замедлителе, не превышает 4,9% (4,33% для РБМК).

Литература

1. Карпучин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325-329.
2. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе/Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.

Поступила в редакцию 1.08.2005

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С УРАН-ТОРИЕВЫМИ И ПЛУТОНИЙ-ТОРИЕВЫМИ СПЛАВАМИ

В.И. Бойко*, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов**, И.В. Шаманин*,
М.Г. Герасим**, В.Н. Нестеров***

**Томский политехнический университет, г. Томск*

***ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск*



Анализируется возможность безопасного хранения сплавов сырьевого нуклида Th^{232} с основными нечетно-четными нуклидами U^{235} и Pu^{239} . Получены соотношения для определения предельно допустимых значений концентрации ядер урана и плутония в сплавах, приведены результаты нейтронно-физических расчетов.

ВВЕДЕНИЕ

В результате реализации уран-ториевого топливного цикла существенно улучшаются технико-экономические показатели, повышается безопасность АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, закладываются основы ядерной энергетики будущего. Уран-ториевый цикл позволяет снизить накопление плутония, трансуранных элементов и актиноидов, играющих негативную роль при решении вопросов захоронения радиоактивных отходов [1].

Концепция открытого уран-торий-плутониевого топливного цикла и реакторных установок на его основе не противоречит имеющимся достижениям и опыту развития ядерной энергетики. Напротив, предлагаемая концепция расширяет перспективы развития уже освоенных отечественной промышленностью традиционных типов реакторов (прежде всего, легководных реакторов и реакторов на быстрых нейтронах) [2–4].

В связи с перспективой использования оружейных урана и плутония в ядерно-энергетических установках актуальным является вопрос о ядерной безопасности хранения и изготовления биметаллических сплавов: $c\text{U}^{235}(1-c)\text{Th}^{232}$ и $c\text{Pu}^{239}(1-c)\text{Th}^{232}$, где c – ядерная концентрация нечетно-четного нуклида в сплаве. Возникает вопрос – какова доля урана или плутония в смеси с торием, которая допустима правилами ядерной безопасности? Будет ли данная доля приемлема с точки зрения технического обоснования эффективности технологии изготовления бинарных сплавов? Поиск ответов на данные вопросы является задачей данной работы.

НЕОБХОДИМОЕ УСЛОВИЕ САМОПРОИЗВОЛЬНОГО ДЕЛЕНИЯ СМЕСИ ОСНОВНЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ НЕЧЕТНО-ЧЕТНЫХ НУКЛИДОВ С СЫРЬЕВЫМ ЧЕТНО-ЧЕТНЫМ НУКЛИДОМ Th^{232}

Под основными нечетно-четными нуклидами в работе подразумеваются U^{235} и Pu^{239} , являющиеся базовыми компонентами ядерного топлива. Существование вопроса

© В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, И.В. Шаманин, М.Г. Герасим,
В.Н. Нестеров, 2005

составляют рассмотрение замедления нейтронов, образующихся при делении ядер урана и плутония, и определения условий, необходимых для возникновения цепной реакции деления урана и плутония, смешанного с торием.

Для возможности развития цепной реакции деления основных нуклидов необходимо, чтобы образующиеся при делении ядер урана и плутония быстрые нейтроны успевали с достаточной вероятностью вызвать следующий акт деления до того, как они покинут объем биметаллической смеси. Если же образующиеся при делении нейтроны за «время торможения» успевают замедлиться до энергии, для которой сечение деления максимально (тепловые нейтроны), то возможность возникновения неуправляемой цепной реакции существенно возрастет. Под временем торможения будем понимать время пребывания нейтрона в среде (сплаве) от момента попадания в нее или момента рождения в процессе спонтанного деления четно-четного ядра до момента поглощения с делением или без деления. Ситуация упрощается тем, что нейтроны замедляются в среде с большой атомной массой ядра (с очень малыми передачами энергии ядрам), но осложняется тем, что «сырьевой» нуклид Th^{232} эффективно делится нейтронами высоких энергий, а концентрация рассеивающих и поглощающих ядер велика (металл).

Ответ на вопрос о «цепном распаде основного изотопа урана» найден и представлен в классической работе [5]. Методология данной работы использована при получении результатов, о которых ниже пойдет речь. Отличия состоят в том, что в настоящей работе рассматриваются смеси основных нуклидов с нуклидом, делящимся быстрыми нейтронами. Деление быстрыми нейтронами учитывается для всех ядер, присутствующих в биметаллической смеси.

Итак, необходимо найти вероятность ω того, что образующиеся с начальной энергией E_0 нейтроны без поглощения, в результате которого произойдет деление, будут замедлены до энергии E_k , меньше которой нейтроны не могут иметь энергию, так как вызовут деление либо будут поглощены без деления. В тяжелой среде значение E_k несоизмеримо выше привычной тепловой энергии. Это связано с тем, что хотя микроскопическое сечение деления быстрыми нейтронами основных нуклидов очень мало по сравнению с таковыми для тепловых нейтронов, но из-за высокой (по сравнению с реакторным топливом) концентрации делящихся ядер макроскопическое сечение оказывается значительным. В результате быстрый нейтрон «не успевает» замедлиться до тепловой энергии, но в процессе многократных взаимодействий с малыми передачами энергии все же вызывает деление. В условиях предельно большой массы смеси основных нечетно-четных нуклидов с сырьевым четно-четным нуклидом Th^{232} необходимое условие инициации цепной реакции определяется неравенством:

$$v(1-\omega) > 1, \quad (1)$$

где v – число нейтронов, образующихся на один акт захвата «первичного» нейтрона с энергией в области $E_0 \dots E_k$.

Будем «отслеживать» историю нейтрона с учетом упругого и неупругого рассеяния на ядрах до того момента, пока он не вызовет деление или не будет поглощен без деления. Выполнение таких условий, как и в работе [5], является необходимым, но может быть недостаточным для возбуждения цепной самоподдерживающейся реакции деления.

Для определения значения ω необходимо совместно решить уравнение, описывающее диссипацию энергии нейтронов при рассеянии, и уравнение, описывающее скорость уменьшения количества нейтронов из-за поглощения, в том числе с делением:

$$\begin{aligned} \frac{dE}{dt} &= -E\nu \sum_i (\Sigma_{el_i} \delta_{el_i} + \Sigma_{in_i} \delta_{in_i}), \\ \frac{dN}{dt} &= -N\nu \sum_i \Sigma_{a_i}, \end{aligned} \quad (2)$$

где ν – скорость нейтронов; E – их энергия; N – плотность; Σ_{el_i} – макроскопическое сечение упругого рассеяния на ядре сорта i ; δ_{el_i} – доля энергии, теряемой при этом; Σ_{in_i} , δ_{in_i} – то же для неупругого рассеяния; Σ_{a_i} – макроскопическое сечение поглощения i -го сорта ядра (суммирование проводится по всем видам присутствующих в смеси ядер). Допуская, что σ_{el} , σ_{in} , σ_a , δ_{el} , δ_{in} не зависят от энергии нейтронов в рассматриваемом энергетическом интервале, систему уравнений (2) можно преобразовать к виду:

$$\begin{aligned} \frac{dE}{dt} &= E^{3/2} C_1, \\ \frac{dN}{dt} &= NE^{1/2} C_2, \end{aligned} \quad (3)$$

где функции C_1 и C_2 определяются только составом смеси нуклидов и могут корректироваться при изменении значений E_0 и E_k в соответствии с изменением значений сечения взаимодействия. C_1 и C_2 определяются соотношениями:

$$\begin{aligned} C_1 &= -\sqrt{2/m} \sum_i (\Sigma_{el_i} \delta_{el_i} + \Sigma_{in_i} \delta_{in_i}), \\ C_2 &= -\sqrt{2/m} \sum_i \Sigma_{a_i}, \end{aligned} \quad (4)$$

где m – масса нейтрона.

Решение системы (3) имеет вид:

$$\frac{N_k}{N_0} = \left(\frac{E_k}{E_0} \right)^{C_2/C_1}, \quad (5)$$

где $N_k/N_0 = \omega$.

Величина ν в условии (1) определяется соотношением:

$$\nu = \frac{\sum_i \nu_{f_i} \sigma_{f_i} \rho_i}{\sum_i \sigma_{a_i} \rho_i}, \quad (6)$$

где ρ_i – концентрация i -го сорта ядра; σ_f и σ_a – микроскопические сечения деления и поглощения соответственно; ν_f – число нейтронов на один акт деления. Ядерно-физические характеристики необходимо задавать в энергетическом интервале $E_0 \dots E_k$.

Если допустить, что упругое рассеяние изотропно, а средний косинус угла рассеяния нейтрона в системе центра инерции равен 0, то в соответствии с [6]:

$$\begin{aligned} \delta_{el} &= \frac{2A}{(A+1)^2}, \\ \delta_{in} &= \frac{2A}{(A+1)^2} \left\{ 1 - \frac{(A+1)Q}{A} \frac{Q}{E} + \left(1 - \frac{(A+1)Q}{A} \frac{Q}{E} \right)^{1/2} \right\} \end{aligned} \quad (7)$$

где A – атомная масса ядра мишени; Q – энергия возбуждения составного ядра при неупругом рассеянии. Вычисления по соотношениям (1, 4–7) позволяют определить способность той или иной мультиплицирующей системы (среды) к возбуждению в ней цепной реакции деления.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ «ВРЕМЕНИ ТОРМОЖЕНИЯ» И КОНЕЧНОЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНА В ТЯЖЕЛОЙ РАЗМНОЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ

Для того, чтобы определить способность той или иной мультиплицирующей системы (среды) к возбуждению в ней цепной реакции деления, необходимо найти вероятность ω , которая определяется соотношением:

$$\omega = \left(\frac{E_k}{E_0} \right)^{c_2/c_1}. \quad (8)$$

Итак, необходимо определить энергию E_k , до которой успевает замедлиться нейтрон от некоторой начальной энергии E_0 в результате упругих и неупругих столкновений с ядрами среды, состоящей из смеси изотопов $\text{Th}^{232} - \text{U}^{235} - \text{Pu}^{239}$, а также «время жизни» τ нейтрона в этой среде. Значение E_k определим, используя численный эксперимент (метод Монте-Карло).

Связь между энергией нейтрона до рассеяния E' и после рассеяния E имеет вид:

$$E = E' \left[1 - \frac{2A}{(A+1)^2} \left(1 - \frac{A+1}{2} \frac{Q}{E'} + \mu_c \sqrt{1 - \frac{A+1}{A} \frac{Q}{E'}} \right) \right],$$

где μ_c – косинус угла рассеяния в системе центра инерции.

Энергия возбуждения составного ядра в результате неупругого столкновения с нейтроном возможна лишь при

$$E' > Q \frac{(A+1)}{A}$$

с вероятностью Σ_{in} / Σ_s .

Рассеяние нейтрона на тяжелых ядрах изотропно при энергии нейтрона меньше 100 кэВ. Анализируемые процессы происходят при значительно больших энергиях, когда рассеяние анизотропно. При этом угловая диаграмма направленности рассеяния нейтронов вытягивается вперед, это означает, что доля энергии, передаваемая ядру нейтроном при упругом рассеянии, уменьшается. Если при анализе допустить, что упругое рассеяние изотропно и в области высоких энергий, то это будет эквивалентно искусственному завышению значения доли энергии нейтрона, передаваемой ядру отдачи при рассеянии, и, следовательно, уменьшению «времени торможения» нейтрона в тяжелой среде. Таким образом, допущение изотропии рассеяния при энергии более 100 кэВ ужесточает требования к мультиплицирующей системе в части возможности возбуждения цепной реакции деления. Результаты, полученные при использовании этого допущения, являются консервативными и позволяют определить нижние пределы основных критических параметров: допустимой концентрации ядер U^{235} и Pu^{239} в бинарных сплавах и размеров слитков из этих сплавов.

Алгоритм метода статистических испытаний для определения «времени торможения» нейтрона в тяжелой среде отличается от стандартного [7] и имеет следующую структуру:

- 1) определение длины свободного пробега нейтрона;
- 2) определение времени пролета нейтрона до столкновения с каким-либо ядром;
- 3) выбор случайного числа и определение типа ядра, с которым взаимодействует нейтрон;
- 4) выбор случайного числа и проверка условия поглощения; если оно выполняется, то расчет траектории заканчивается; энергия, которой обладал нейтрон после последнего рассеяния, считается конечной, а сумма времен между всеми взаимодействиями до момента поглощения считается «временем торможения» нейтрона в данной среде;

- 5) если условие пп. 4 не выполнено, считается, что нейтрон испытал рассеяние; определяется вид рассеяния (упругое или неупругое), а также косинус угла рассеяния;
- 6) определение энергии нейтрона после рассеяния;
- 7) повторение процедуры расчета, начиная с пп. 1.

Проследив таким образом достаточное количество историй нейтронов, можно вычислить среднее значение конечной энергии и «времени торможения» нейтронов для конкретной смеси изотопов.

В качестве начальной энергии нейтрона в расчетах была выбрана средняя энергия нейтронов спектра деления 2 МэВ, зависимость нейтронных сечений от энергии аппроксимирована 26-групповым приближением [8]. В качестве значений Q выбраны энергии возбуждения первого уровня. В частности, для U^{235} $Q = 14$ кэВ, для Pu^{239} $Q = 7,85$ кэВ, для Th^{232} $Q = 50$ кэВ [9]. Рассмотрены случаи попадания или образования в бесконечной гомогенной среде нейтронов с энергией 10 МэВ, значительно превышающей среднюю энергию нейтронов спектра деления.

В теории расчета критических систем до сих пор существует ряд пробелов. Это, прежде всего, проблема оценки систематических и статистических погрешностей реакторных функционалов в размножающих средах без источников [10]. Метод Монте-Карло позволяет определить значение эффективного коэффициента размножения для фиксированных размеров, геометрии и материального состава, а не наоборот. Выбор оптимального сочетания последних без привлечения аналитических методов требует неоправданно большого количества численных экспериментов. В этой связи была решена следующая задача.

КРИТИЧЕСКИЕ РАЗМЕРЫ В СРЕДАХ $cU^{235}(1-c)Th^{232}$ И $cPu^{239}(1-c)Th^{232}$

При расчетной оценке возможности проведения работ с размножающими системами (РС) используют количественный критерий ядерной безопасности [11]:

$$k_1 < k_{эф} \leq k_{эф}^{яб} = \left\{ k_{эф}^p + \sum_i \Delta_i k_{эф} + \alpha \left[\sum_i \delta^2(\Delta_i k_{эф}) \right]^{1/2} \right\} \leq k_2, \quad (9)$$

где k_1, k_2 – границы промежутка, внутри которого оценку условий по значению эффективного коэффициента размножения РС делают расчетным способом; $k_{эф}^{яб}$ – предписываемая правилами по ядерной безопасности смещенная оценка $k_{эф}$ РС; $k_{эф}^p$ – рассчитанное по специализированной вычислительной программе (в нашем случае – MCNP, LA-12625-M, Version 4B) значение $k_{эф}$; $\sum_i \Delta_i k_{эф}$ – алгебраическая сумма поправок $\Delta_i k_{эф}$ к расчетному значению $k_{эф}^p$, компенсирующих систематические погрешности расчета; α – квантиль, который принимает по правилам ядерной безопасности значения около 3...4, характеризует надежность выполнения условия $k_{эф} \leq k_2$ и определяет ширину интервала, накрывающего с заданной вероятностью погрешность расчета;

$\left[\sum_i \delta^2(\Delta_i k_{эф}) \right]^{1/2}$ – оценка среднеквадратичного отклонения поправленного расчетного значения $k_{эф} = k_{эф}^p + \sum_i \Delta_i k_{эф}$, связанная со средними квадратическими отклонениями $\delta(\Delta_i k_{эф})$ каждой поправки $\Delta_i k_{эф}$. Сходные с приведенными в выражении (9) критерии ядерной безопасности сформулированы для коэффициентов по критической массе и критическим размерам.

Случаю однородной среды с изотропным рассеянием отвечает уравнение:

$$\vec{\Omega} \nabla \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \Sigma_t \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = (v_f \Sigma_f + \Sigma_s) \frac{1}{4\pi} \int_{4\pi} \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}', \quad (10)$$

которое имеет решение на множестве R_D^p , $D=V \times V_\Omega$. Принадлежность функции $\varphi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ к R_D^p означает, что она удовлетворяет граничному условию:

$$\varphi(\vec{r}_s, \vec{\Omega}) = 0, \vec{r}_s \in \Gamma, \vec{\Omega} \in M_-(\vec{r}_s).$$

Задача об определении критических размеров состоит в том, что из множества сочетаний характерных размеров (ширина \times длина \times высота) выбираются элементы с заданными значениями материальных параметров [12]. При этом в большинстве интересных случаев получается либо пустое, либо одноэлементное множество.

Пусть геометрия объема V фиксирована. Рассмотрим вспомогательную задачу:

$$\vec{\Omega} \nabla \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \frac{Const}{4\pi k_{эф}} \int \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}, \vec{r} \in V, \quad (11)$$

которая относится к разряду условно-критических. Эта задача всегда имеет положительное решение ($k_{эф} > 0$, ψ), которое может меняться лишь при изменении геометрических характеристик V . Поэтому величину $B_\Gamma = 1/k_{эф}$ в (11) можно называть геометрическим параметром среды.

Введем еще одну вспомогательную задачу:

$$\vec{\Omega} \nabla \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \frac{B_M}{4\pi} \int \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}, \vec{r} \in V, B_M = \frac{v_f \Sigma_f + \Sigma_s}{\Sigma_t}, \quad (12)$$

где величину B_M естественно интерпретировать как материальный параметр, т.к. она полностью определяется материальным составом среды и не зависит от ее геометрических характеристик. Уравнение (12) получается из (10) путем введения новой переменной: $\vec{r} \rightarrow \Sigma_t \vec{r}$. При этом новая пространственная переменная измеряется в единицах длины полного свободного пробега нейтронов.

При произвольном значении B_M уравнение не обладает положительным решением, но если

$$B_M = 1/k_{эф}, \quad (13)$$

где $k_{эф}$ – собственное число задачи (11), соответствующее положительному решению, то (12) также имеет положительное решение $[B_M, \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega})]$.

Критические размеры объема V при заданном значении c можно искать, решая задачу (11) для различных значений линейных размеров и выделяя затем среди них те, которые обеспечивают выполнение критического условия (13).

Статистические испытания показывают, что энергия нейтронов лежит в одном энергетическом интервале 26-группового приближения. Это значит, что используя данное приближение, можно считать сечения нейтронных реакций не зависящими от энергии и постоянными в рассматриваемом интервале энергии.

Благодаря тому, что нейтронные сечения удовлетворяют условиям приближения постоянных сечений, спектральная задача сводится интегрированием по энергии к односкоростной задаче; т.к. конечная энергия нейтрона лежит выше пороговой энергии деления тория, то

$$B_M = \frac{n(v\sigma_f + \sigma_s) + n_{Th}(v_{Th}\sigma_f^{Th} + \sigma_s^{Th})}{n(\sigma_f + \sigma_s + \sigma_c) + n_{Th}(\sigma_f^{Th} + \sigma_s^{Th} + \sigma_c^{Th})};$$

$$\Sigma_{tr} = n(\sigma_f + \sigma_s + \sigma_c) + n_{Th}(\sigma_f^{Th} + \sigma_s^{Th} + \sigma_c^{Th}),$$

где n , σ_f , σ_s , σ_c , v – концентрация, микроскопическое сечение деления, микроскопическое сечение рассеяния (упругое + неупругое), микроскопическое сечение радиа-

ционного захвата, число вторичных нейтронов на один акт деления основного делящегося изотопа (U^{235} либо Pu^{239}) соответственно; $\eta_{Th}, \sigma_f^{Th}, \sigma_s^{Th}, \sigma_c^{Th}, \nu_{Th}$ – аналогично для Th^{232} .

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Расчетные зависимости «времени торможения» нейтронов и их конечной энергии в уран-ториевых и плутоний-ториевых сплавах от начальной энергии нейтронов и от содержания нечетно-четного нуклида приведены на рис. 1–2.

«Время торможения» нейтронов с начальной энергией 10 МэВ практически в 5 раз меньше, чем при начальной энергии 2 МэВ. Это обусловлено

- большей скоростью нейтронов в интервалах между актами рассеяния и, следовательно, большей частотой столкновений;
- более высокими значениями микроскопических сечений в области высоких энергий.

Зависимости, полученные в статистических экспериментах, аппроксимированы полиномами второго порядка.

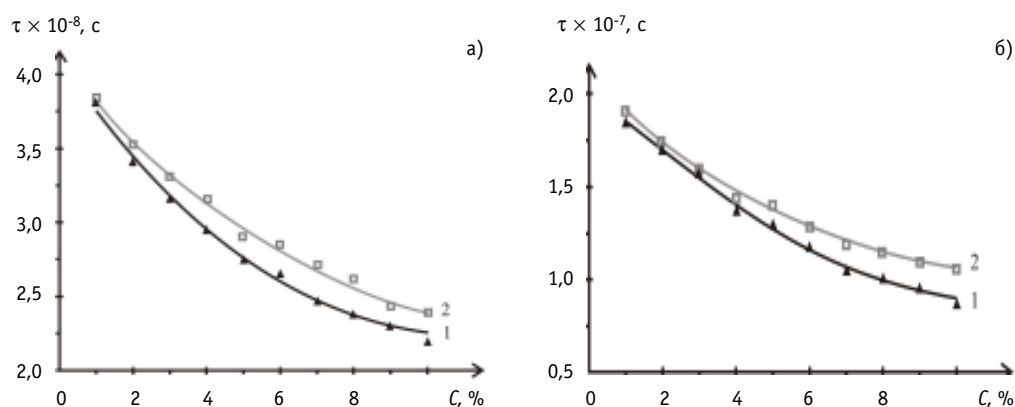


Рис. 1. Зависимости «времени торможения» нейтрона в средах вида: 1) $cPu^{239}(1-c)Th^{232}$ и 2) $cU^{235}(1-c)Th^{232}$ от концентрации плутония и урана при начальной энергии нейтрона: а) 10 МэВ; б) 2 МэВ (точками обозначены результаты, полученные в численном эксперименте)

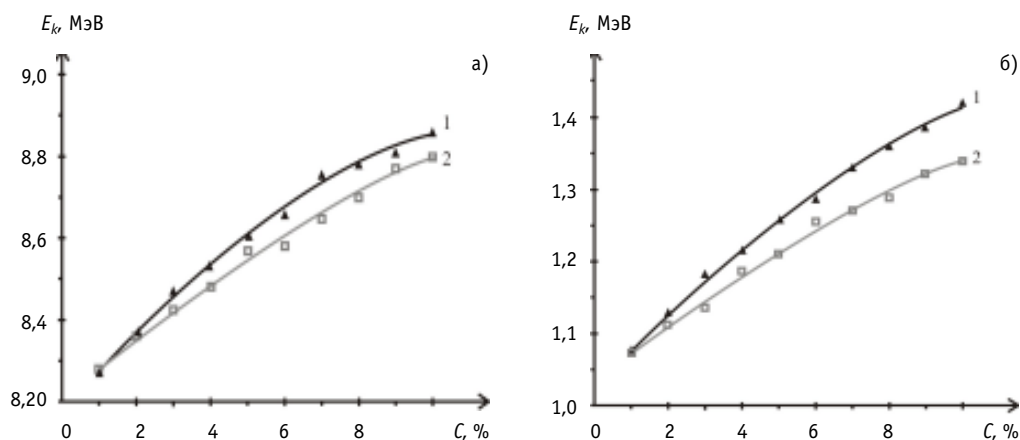


Рис. 2. Зависимости конечной энергии нейтрона в средах вида: 1) $cPu^{239}(1-c)Th^{232}$ и 2) $cU^{235}(1-c)Th^{232}$ от концентрации плутония и урана при начальной энергии нейтрона: а) 10 МэВ; б) 2 МэВ

Для уран-ториевого сплава:

1) при $E_0 = 10$ МэВ: $\tau = 4 \cdot 10^{-8} - 2,5 \cdot 10^{-9}c + 9 \cdot 10^{-11}c^2$; $E_k = 8 + 0,08c - 0,002c^2$;

2) при $E_0 = 2$ МэВ: $\tau = 2 \cdot 10^{-7} - 1,7 \cdot 10^{-8}c + 6,5 \cdot 10^{-10}c^2$; $E_k = 1 + 0,04c - 0,001c^2$.

Для плутоний-ториевого сплава:

1) при $E_0 = 10$ МэВ: $\tau = 4 \cdot 10^{-8} - 3 \cdot 10^{-9}c + 1,5 \cdot 10^{-10}c^2$; $E_k = 8 + 0,1c - 0,004c^2$;

2) при $E_0 = 2$ МэВ: $\tau = 2 \cdot 10^{-7} - 2 \cdot 10^{-8}c + 7 \cdot 10^{-10}c^2$; $E_k = 1 + 0,05c - 0,001c^2$.

Здесь c – ядерная концентрация нечетно-четного нуклида в десятичных долях, τ – в секундах, E_k – в МэВ.

При постановке полученных выражений для E_k в соотношение (8) получаем значение параметра (критерия), определяющего возможность инициации цепной реакции деления (1): $P = \nu(1-\omega)$. На рис. 3 приведена зависимость P от концентрации ядер U^{235} в уран-ториевом сплаве для различных значений начальной энергии нейтронов.

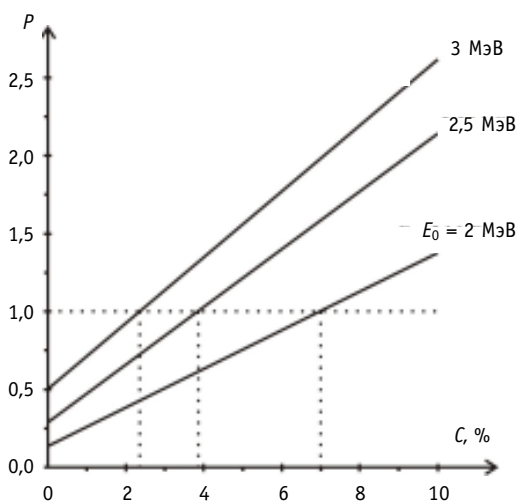


Рис. 3. Критерий возникновения неуправляемой цепной реакции в среде $cU^{235}(1-c)Th^{232}$ в зависимости от ядерной концентрации урана %: $P \geq 1$ – необходимое условие инициации; вероятность ω рассчитана по формуле (8)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты показывают, что во всех случаях в ториевых сплавах допустимо присутствие ядер U^{235} и Pu^{239} в технологически значимых количествах. Даже в пренебрежении утечкой нейтронов (бесконечная среда) значение концентрации ядер в сплаве может достигать 7%, с запасом обеспечивая требования ядерной безопасности.

В компактных одиночных слитках в форме параллелепипеда с размерами $80 \times 140 \times 35$ мм концентрация делящихся ядер может быть увеличена до 18%, что делает их высококачественным полуфабрикатом для изготовления ядерного топлива.

Полученные значения «времен торможения» нейтронов для различных

видов размножающих сред играют важную роль в физике бустеров (подкритических сборок) и могут использоваться в процессе расчета а также эксплуатации указанных систем, в которых в качестве топлива применяются уран-ториевые и плутоний-ториевые композиции.

Литература

1. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.М. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.
2. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.-Й., Хаас К., Шерер В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53–64.
3. Шаманин И.В., Сафарян Т.Л., Ухов А.А., Рюттен Г.-Й., Кугелер К. Параметры плутоний-ториевого ядерного топливного цикла на базе серийного ВВЭР-1000 // Ядерный топливный цикл. Энергетика, технология, экология, безопасность. – 2004. – № 1. – С. 18–23.

4. *Бойко В.И., Шаманин И.В., Сафарян Т.Л.* Смешанная загрузка легководного реактора под давлением торий-плутониевым и торий-урановым оксидным топливом // Известия Томского политехнического университета. – 2004. – Т. 307. – № 7. – С. 49–53.
5. *Зельдович Я.Б.* Избранные труды. Частицы, ядра, Вселенная. – М.: Наука, 1985. – 464 с.
6. *Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А.* Тепловыделение в ядерном реакторе / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
7. *Spanier J., Gelbard E.M.* Monte-Carlo Principles and Neutron Transport Problems. – Addison – Wesley Publishing Company, 1972. – 272 pp.
8. *Абагян Л.П., Базазянц Л.О., Бондаренко И.И.* Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964. – 120 с.
9. *Вейнберг А., Вигнер Е.* Физическая теория ядерных реакторов – М.: Иностран. лит-ра, 1954. – 458 с.
10. *Золотухин В.Г., Майоров Л.В.* Оценка параметров критичности реакторов методом Монте-Карло. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 120 с.
11. *Кларк Х.К.* В кн.: Вопросы ядерной безопасности, связанные с достижением критичности. Вып. 2. – М.: Атомиздат, 1976. – С. 39–50.
12. *Ершов Ю.И., Шихов С.Б.* Математические основы теории переноса (в 2 т.). Т. 2. Приложения к физике реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.

Поступила в редакцию 30.06.2005

О ВКЛАДЕ α - n РЕАКЦИИ В ИНТЕНСИВНОСТЬ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДВУОКСИ ПЛУТОНИЯ

В.В. Дулин, С.А. Забродская

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



Изложена методика экспериментального определения доли выхода α - n -нейтронов из двуокиси плутония с разным изотопным составом, основанная на использовании метода Росси- α (метода нейтрон-нейтронных совпадений). Измерения проведены на двух различных установках. В одной установке использовалось два высокоэффективных счетчика медленных нейтронов (He-3-счетчик), а в другой установке – три сцинтилляционных детектора быстрых нейтронов на основе кристаллов стильбена. Доля выхода α - n -нейтронов определялась для двуокиси плутония с тремя различными изотопными составами. Одновременно проводились контрольные измерения образцом металлического плутония, в котором отсутствует реакция (α, n) и двуокиси америция с нейтронами только от (α, n) реакции.

Эта доля была получена экспериментально и сравнена с результатами расчета по двум программам.

Плутоний с разным изотопным составом из теплового реактора испускает нейтроны от спонтанных делений (от четных изотопов плутония). В то же время существуют нейтроны от (α, n) реакций на ядрах кислорода, образующиеся из-за альфа-распадов всех изотопов плутония.

Знание доли выхода этих α - n -нейтронов представляет интерес, как с точки зрения величины дозы нейтронного излучения при работе с таким топливом, так и при использовании метода Росси- α для определения коэффициента размножения нейтронов в подкритических системах [1]. В литературе имеются такие данные, полученные ранее [2]. Существует также несколько программ для расчета доли выхода этих нейтронов, используемых при проектировании реакторов. Представляло интерес провести измерения доли выхода нейтронов от (α, n) реакции методом Росси- α (методом нейтрон-нейтронных совпадений) для проверки результатов, полученных другими методами [2] и правильности получаемых результатов с помощью расчетных программ.

Как известно, временное Росси- α распределение имеет вид, являющийся суммой некоррелированной и коррелированной составляющей, зависящей от времени t :

$$R(t)dt = Cdt + \frac{D(1-\beta)^2 \varepsilon^2 v^2 F}{2 l^2 c \alpha} \exp^{-\alpha t} dt, \quad (1)$$

где $D = \frac{\bar{v}(\bar{v}-1)}{\bar{v}^2}$ – изотопный Дайвен-фактор (\bar{v} – среднее число нейтронов в одном акте деления), C – скорость счета детектора, ε – эффективность детектора, ℓ – время жизни мгновенных нейтронов в образце, F – полная скорость делений, α – постоянная спада нейтронной плотности.

Рассмотрим несколько случаев использования этого метода.

1. Существует источник спонтанных делений Q_{sp} (делений/с) в неразмножающей среде, тогда $F = Q_{sp}$, $\alpha = 1/\ell$. Интегрируя первое слагаемое правой части уравнения (1) в интервале Δt , а второе слагаемое в интервале от нуля до бесконечности, получим $N = C \Delta t$ средний счет случайных совпадений (некоррелированная часть распределения) и $S = \frac{D \varepsilon^2 \bar{v}^2 Q_{sp}}{2 C}$ – интеграл под коррелированной составляющей соответственно. Таким образом, получаем

$$\frac{S}{N} = \frac{D \varepsilon^2 \bar{v}^2 Q_{sp}}{2 C^2 \Delta t} = \frac{D}{2} \frac{1}{\Delta t Q_{sp}},$$

где $C = \varepsilon \nu Q_{sp}$ – скорость счета детектора (нейтронов/с), Δt – ширина канала временного анализатора в секундах, откуда получаем абсолютную интенсивность источника спонтанных делений [1]:

$$Q_{sp} = \frac{D}{2} \frac{N}{\Delta t S}.$$

2. Существует источник спонтанных делений Q_{sp} в размножающей среде, тогда $F = Q_{sp}/(1-k)$, $\alpha = (1-k_p)\ell$, где $k_p = k(1-\beta)$. Проинтегрировав, как и в первом случае, правую часть уравнения (1), получаем абсолютную интенсивность источника спонтанных делений [2]:

$$S = \frac{D}{2} \frac{\varepsilon^2 \bar{v}^2 Q_{sp}}{(1-k)C(1-k_p)^2}, C = \varepsilon \nu Q_{sp} / (1-k) \frac{(1-k_p)^2}{1-k} Q_{sp} = \frac{D}{2} \frac{N}{\Delta t S}.$$

3. Имеется в неразмножающей среде источник спонтанных делений Q_{sp} и источник нейтронов q_α , появившихся в результате (α, n) реакции. Тогда величина C увеличивается, а величина S остается прежней:

$$C = \varepsilon (\nu Q_{sp} + q_\alpha) = \varepsilon \nu Q_{sp} \left(1 + \frac{q_\alpha}{\nu Q_{sp}} \right)$$

$$\left(1 + \frac{q_\alpha}{\nu Q_{sp}} \right)^2 Q_{sp} = \frac{D}{2} \frac{N}{\Delta t S}. \quad (2)$$

4. Имеется в размножающей среде источник спонтанных делений Q_{sp} и источник нейтронов q_α , появившихся в результате (α, n) реакции, тогда

$$C = \varepsilon \frac{\nu Q_{sp} + q_\alpha}{1-k} = \varepsilon \nu \frac{Q_{sp} \left(1 + \frac{q_\alpha}{\nu Q_{sp}} \right)}{1-k}, \quad \alpha = (1-k_p)/\ell,$$

$$\frac{(1-k_p)^2}{1-k} Q_{sp} \left(1 + \frac{q_\alpha}{\nu Q_{sp}} \right)^2 = \frac{DN}{2S\Delta t}. \quad (3)$$

Количественную оценку $\frac{q_\alpha}{\nu Q_{sp}}$ вклада нейтронов в реакции (α, n) в полное количество нейтронов, испускаемых двуокисью плутония, наработанного в реакторе ВВЭР, можно получить согласно (3), измеряя временные Росси- α распределения, зная изотопный состав этих образцов (т.е. зная величину источника спонтанных делений Q_{sp} и выход нейтронов от них ν) и рассчитав эффективные коэффициенты размножения $\frac{(1-k_p)^2}{1-k}$ для этих образцов.

Образцы из PuO_2 представляют собой стальные тонкостенные полые цилиндры диаметром от 2.6 до 4.8 мм и длиной 112 мм. Масса двуокиси в них составляла от 1.2 до 11.4 гр.

Изотопный состав плутония представлен в табл. 1, 2 и 3.

Таблица 1

Изотопный состав образцов «грязной» двуокиси плутония (далее PuO_2 (67%)) на 10.02.2000

Изотопы	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
% содержания	0,59	67,59	21,32	4,29	2,67	3,54
погрешность	$\pm 0,03$	$\pm 0,14$	$\pm 0,11$	$\pm 0,04$	$\pm 0,06$	$\pm 0,03$

Таблица 2

Изотопный состав образцов двуокиси плутония «среднего» (далее PuO_2 (78%)) состава на 11.04.2000

Изотопы	Pu -238	Pu -239	Pu -240	Pu -241	Pu -242	Am-241
% содержания	0,23	77,86	16,76	2,26	1,02	1,87
погрешность	$\pm 0,03$	$\pm 0,14$	$\pm 0,14$	$\pm 0,04$	$\pm 0,04$	$\pm 0,03$

Таблица 3

Изотопный состав образцов двуокиси плутония-240 (далее PuO_2 (9%)) на 03.06.2000

Изотопы	Pu -239	Pu -240	Pu -241	Pu -242	Am-241
% содержание	9,13	89,22	,99	0,16	,50
погрешность	$\pm 0,08$	$\pm 0,17$	$\pm 0,04$	$\pm 0,03$	$\pm 0,02$

В нашем распоряжении для измерения временного Росси- α распределения имелись две разных установки, в которых использовались два разных типа детектора: в одной установке – два высокоэффективных счетчика медленных нейтронов (He-3-счетчик, длина 27 см), а в другой установке – три сцинтилляционных детектора быстрых нейтронов с дискриминацией гамма-лучей по времени высвечивания с кристаллами стильбена (диаметр кристалла 6 см). Поэтому для улучшения надежности проводимых экспериментов было решено проводить измерения на обеих установках.

В одном случае образцы помещались между двумя He-3-счетчиками, которые были придвинуты друг к другу. Вся система находилась в полиэтиленовом блоке.

В другом случае сцинтилляционные детекторы располагались под углом 90° друг относительно друга и находились на расстоянии ≈ 50 мм от изучаемого образца. Поскольку образцы двуокиси плутония имели очень большую γ -активность, на много порядков превышавшую интенсивность n-излучения, то между ними и сцинтилляторами помещалась пластина свинца толщиной 40 мм. Это позволяло получить срав-

нимые потоки нейтронов и γ -лучей, что, как известно, является желательным при применении этой методики (см. например, [3]).

Для того, чтобы понять как меняется форма временного распределения в присутствии реакции (α, n), было решено для сравнения провести измерения с образцом металлического плутония, в котором отсутствует реакция (α, n). В качестве примера на рис. 1 и 2 приведены временные распределения, полученные при измерении с образцом «грязной» двуокиси (PuO_2 67%) и с образцом металлического плутония.

Временное распределение, полученное с помощью сцинтилляционных детекторов быстрых нейтронов представлено на рис. 1, а на рис. 2 – временное распределение, полученное с помощью счетчиков медленных нейтронов ($He-3$ -счетчики). В обоих случаях в счетном канале использовалась линия задержки. Для сцинтилляционных детекторов она была равна 3 мкс, а для $He-3$ счетчиков – 30 мкс.

Для металлического плутония некоррелированный фон (область постоянного фона) связан с такими нейтронами, которые появляются после (или до) актов деления, регистрация которых вызывает старт развертки временного анализатора. На рис. 1 этому соответствуют отсчеты от 10 до 512 (и с 1 по 5) канала. Для получения полной величины коррелированной составляющей временного распределения (2S согласно формуле (2)) поканально вычиталась средняя величина счета в канале некоррелированной составляющей.

В данном случае в обоих временных распределениях рис. 1 величина коррелированной составляющей распределения 2S одинакова. Но при этом видно, что для PuO_2 некоррелированный фон больше, чем для металлического плутония. Именно эта раз-

ница некоррелированных фонов обязана регистрации нейтронов от реакции (α, n). Действительно, поскольку в реакции (α, n) при попадании альфа-частицы в ядро кислорода вылетает только один нейтрон ($\nu = 1$), а для регистрации коррелированной составляющей необходимо хотя бы два (см. второе слагаемое формулы (1)). Таким образом при старте ВА от такого зарегистрированного нейтрона будет регистрироваться только фон случайных совпадений (некоррелированный фон) от других реакций (α, n) на других ядрах кислорода.

Некоррелированный фон на рис. 2 определяется счетами далее 200 ка-

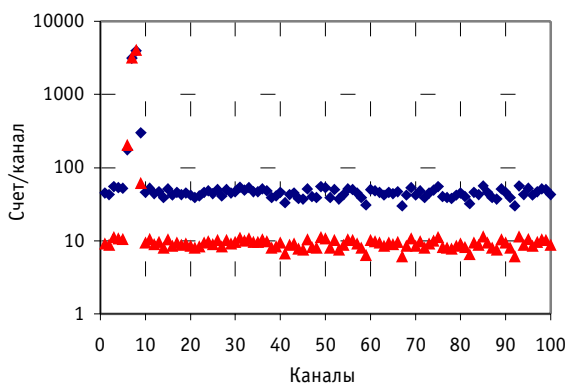


Рис. 1. Временное Росси- α распределение, полученное с помощью сцинтилляционных детекторов ($\Delta t = 0.4$ мкс – ширина канала временного анализатора):
◆ – PuO_2 (67%); ▲ – Pu (89%)

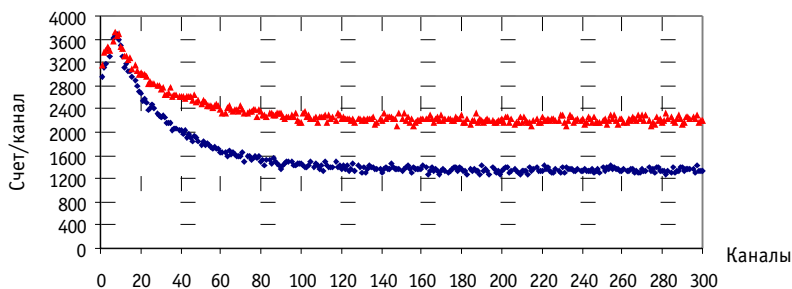


Рис. 2. Временное Росси- α распределение, полученное с помощью $He-3$ -счетчиков в полиэтиленовом блоке ($\Delta t = 3.2$ мкс): ◆ – Pu (89%); ▲ – PuO_2 (67%)

нала. Половина коррелированной составляющей S определяется интегралом отсчетов от 9 до 200 канала после поканального вычитания среднего счета в канале некоррелированного фона.

Видно, что статистическая точность определения коррелированной составляющей временного распределения, полученного с помощью сцинтилляционных детекторов, выше полученной с помощью счетчика медленных нейтронов (He-3-счетчик). Это следует из того, что амплитуда фона под коррелированной составляющей при использовании сцинтилляционных детекторов составляет порядка одного процента от амплитуды пика, а в случае использования He-3-счетчиков примерно равна ему.

В табл. 4 представлены величины скоростей спонтанных делений Q_{sp} , полученные из периодов полураспада четных изотопов плутония и содержания этих изотопов в исследуемых образцах (третий столбец), результаты измерений (четвертый столбец), полученные по формуле (3) с использованием значения $D = 0.817$, экспериментальное отношение q_{α}/vQ_{sp} (см. формулу (2)) – пятый столбец и соответствующие расчетные отношения – шестой столбец.

Расчеты с использованием изотопного состава образцов двуокиси плутония (табл. 1–3) производились по двум программам: отечественной программе CARE [4] и американской программе ORIGEN [5] из расчетного комплекса SCALE. Обе эти программы используются для проектных расчетов изменения состава и радиоактивности топливных элементов.

Поскольку среда была размножающая, то при обработке результатов приходилось использовать формулу (3 – поправки на размножение в образцах). Расчетные оценки показали, что величина коэффициента размножения $k = 0.04; 0.05$ и 0.02 для образцов PuO_2 67, 78 и 9% обогащения соответственно. Результаты, полученные по

Таблица 4

Результаты измерений исследуемых образцов и соответствующие им расчетные отношения

Тип детектора	Образец, обогащение по ^{239}Pu , масса	Q_{sp} , дел/с	$\frac{D}{2} \frac{N}{\Delta t S}$ *	Эксперимент $q_{\alpha}/v Q_{sp}$	Расчет $q_{\alpha}/v Q_{sp}$
Стильбен	PuO_2 (67%) $m = 39.68$ гр	4569	13400 ± 200	0.71 ± 0.01 (0.75 ± 0.01)	0.816 (CARE) 0.872 (ORIGEN)
He-3	PuO_2 (67%) $m = 20.17$ гр	2322	7468 ± 145	0.790 ± 0.019 (0.84 ± 0.02)	
Стильбен	PuO_2 (9%) $m = 45.08$ гр	17069	22700 ± 400	0.153 ± 0.010 (0.156 ± 0.011)	0.158 (CARE) 0.168 (ORIGEN)
He-3	PuO_2 (9%) $m = 11.16$ гр	4226	5688 ± 230	0.160 ± 0.022 (0.163 ± 0.023)	
He-3	PuO_2 (78%) $m = 28.37$ гр	2243	5909 ± 69	0.62 ± 0.02 (0.65 ± 0.02)	0.686 (CARE) 0.731 (ORIGEN)
Стильбен	Pu (89%) $m = 52.8$ гр	$\overline{2599}$	2570 ± 40	—	—
He-3	Pu (89%) $m = 52.8$ гр		2709 ± 44	—	—

* $\frac{D}{S} \frac{N}{\Delta t}$ для стильбена

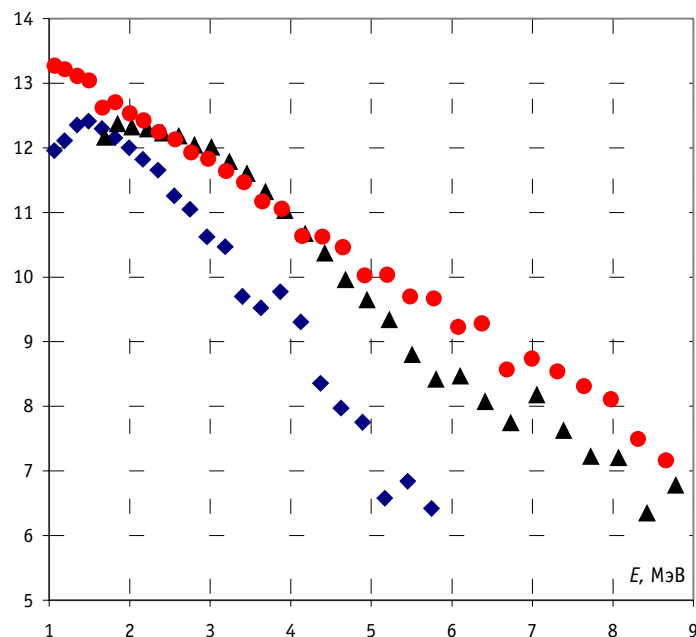


Рис 3. Аппаратурные спектры металлического плутония (89%), двуокиси плутония (67%) и двуокиси америция: \blacklozenge – AmO₂; \blacktriangle – PuO₂ (67%); \bullet – Pu (89%)

формуле (3), приведены в пятом столбце в скобках.

Видно, что различие результатов экспериментов, полученных по разным методикам, для PuO₂ (67%) составляет десять процентов, а для PuO₂ (78%) и PuO₂ (9%) примерно пять процентов. Если для них эта разница не слишком отличается от статистической точности измерений, то для PuO₂ (67%) она заметно превышает ее. Эта разница может быть связана с различием в эффективности регистрации сцинтилляционным детектором быстрых нейтронов от (α , n) реакции и от нейтронов спектра деления. Счетчики же He-3 в полиэтиленовом блоке регистрируют в основном сильно замедлившиеся и тепловые нейтроны (кадмиевое отношение в блоке ≈ 30) и для регистрации этих нейтронов различие спектров быстрых нейтронов от (α , n) реакции и от нейтронов деления несущественно. Кроме того, результаты методик по-разному могут быть чувствительны к размерам образцов [6]. Поэтому, несмотря на худшую статистическую точность методики с He-3-счетчиками, ее результаты более надежны.

Таким образом, в качестве результирующих экспериментальных данных, учитывающих размножение среды, мы можем взять значения методики с He-3 счетчиками. Тогда экспериментальное значение $q_{\alpha}/v Q_{sp} = 0.84 \pm 0.02$ для PuO₂ (67%), 0.65 ± 0.02 – для PuO₂ (78%) и 0.163 ± 0.023 – для PuO₂ (9%), что хорошо совпадает с результатами расчета по программе ORIGEN и несколько выше, чем по CARE.

Одновременно с измерением временного распределения (параллельно, см.[3]) на установке со сцинтилляционными детекторами быстрых нейтронов проводились измерения амплитудных распределений протонов отдачи для металлического плутония (89%), двуокиси плутония (67%) и двуокиси америция.

Полученные из них путем дифференцирования спектры нейтронов приведены на рис.3. По оси абсцисс отложена энергия нейтронов E_n , а по оси ординат – спектр нейтронов в шкале $\ln(\varphi(E_n)/\sqrt{E_n})$ ($\varphi(E_n)$ – спектр плотности потока нейтронов). В двуокиси америция нейтроны возникают только от (α , n) реакции. Для металлического плутония спектр совпадает с испарительным спектром, для двуокиси америция спектр с увеличением энергии нейтронов E_n спадает быстрее.

Видно, что спектр для двуокиси плутония может быть представлен в виде суперпозиции этих двух спектров. Выше 6 МэВ он совпадает по форме с испарительным спектром, а примерно с 5 МэВ и ниже в нем присутствует добавка от от нейтронов (α , n) реакции на кислороде PuO_2 . Эти измерения проводить достаточно трудно и-за большого гамма фона и невысокой точности измерений спектров, поэтому они имеют *иллюстративный характер*.

Тем не мене из результатов сравнения этих нейтронных спектров (определения доли (α , n) нейтронов в спектре PuO_2 (67%)) удалось показать, что $q_{\alpha}/v Q_{sp}$ примерно равно 0.9 ± 0.2 . В том случае, когда неизвестно, является ли образец металлом или двуокисью, измерения спектра нейтронов могут быть также полезными.

Литература

1. Дулин В.В., Матвеев И.П. Определение глубоко подкритических состояний размножающих сред методом Росси-альфа//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 1. – С. 9-18.
2. Райлли Д., Энслин Н., Смит мл. Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. – М.: БИНОМ, 2000.
3. Дулин В.В., Матвеев И.П., Кулабухов Ю.С., Ткачук Н.Н. Об одной возможности контроля плутониевых изделий в контейнерах/Препринт ФЭИ– 2827. – Обнинск, 2000.
4. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке /Препринт ФЭИ 2431. – Обнинск, 1995.
5. Hermann O.W. COUPLE: SCALE system module to process problem-dependent cross sections and neutron spectral data for ORIGEN-S analyses// NUREG/CR-0200, Revision 4, V. 2, Section F6, 1995.
6. Дулин В.В. К вопросу об определении абсолютной интенсивности протяженных источников методом совпадений//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 4. – С. 32-38.

Поступила в редакцию 28.02.2002

К ЗАДАЧЕ ИДЕНТИФИКАЦИИ ИНТЕГРАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ КИНЕТИКИ

А.Г. Юферов

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



Работа посвящена формулировке схем идентификации интегральных уравнений точечной нейтронной кинетики на основе авторегрессии и анализа параметрических комплексов как критериев адекватности констант запаздывающих нейтронов.

Одним из средств повышения безопасности и эффективности управления ядерными энергетическими установками (ЯЭУ) является применение настраиваемых моделей динамики в контурах управления. Важный аспект этой задачи состоит в подходящей модификации традиционных моделей динамики ЯЭУ с целью исключения априорно задаваемых параметров и построения моделей, у которых все параметры могут идентифицироваться в специальных или в эксплуатационных режимах ЯЭУ.

В данной работе возможность такой идентификации рассмотрена применительно к модели точечной нейтронной кинетики реактора (ТНК) на основе преобразования модели к форме интегрального уравнения свертки и затем, после дискретизации, к уравнению авторегрессии.

В системах управления ЯЭУ параметры ТНК (время генерации и константы запаздывающих нейтронов – КЗН) рассматриваются как априорные и, в частности, «зашиваются» в память микропроцессорных реактиметров [1–3]. Кроме того, КЗН входят в начальные условия для стандартных моделей ТНК, что, на первый взгляд, в принципе исключает возможность их идентификации в штатных эксплуатационных режимах энергетических реакторов.

Если, однако, привлекая идеи теории подобия, ввести в качестве переменных состояния для процессов на запаздывающих нейтронах *безразмерные скорости*

$$s_j(t) = \frac{1}{\delta_j} \frac{d}{dt} c_j \equiv n(t) - (\lambda_j / \delta_j) c_j(t),$$

т.е. скорости изменения концентраций эмиттеров запаздывающих нейтронов, умноженные на характерное время процесса в соответствующей группе запаздывающих нейтронов, – *время генерации предшественников j-й группы* $\tau_j = 1/\delta_j = \Lambda/\beta_j$, то система уравнений точечной нейтронной кинетики ЯР примет вид [4]:

$$\frac{d}{dt} s_j(t) = -\lambda_j \cdot s_j(t) + \frac{d}{dt} n(t), \quad (1)$$

$$\frac{d}{dt} n(t) = -\sum_{j=1}^M \delta_j \cdot s_j(t) + r(t) \cdot n(t) + Q(t), \quad (2)$$

в которой стационарное состояние характеризуется только значением мощности: если мощность стабилизируется, то согласно уравнению (1), после завершения переходных процессов $s_j \equiv 0$. Таким образом, в данной модели при стационарных начальных условиях (типичных для большинства постановок экспериментов по измерению периода или реактивности реактора) константы запаздывающих нейтронов в выражения для начальных значений переменных состояния не входят.

В уравнениях (1–2) введены два новых параметра:

- δ_j – норма генерации ядер-предшественников j -ой группы запаздывающих нейтронов, т.е. произведение вероятности β_j попасть в j -ю группу на вероятность $1/\Lambda$ генерации мгновенных нейтронов $\delta_j = \beta_j/\Lambda$;

- $r(t)$ – норма репродуцирования мгновенных нейтронов (реактивность в Λ -шкале с размерностью $[\rho/\Lambda] = 1/c$) определяемая согласно формуле $r = \rho/\Lambda = 1/\Lambda - 1/l$.

Использование Λ -шкалы реактивности позволяет, во-первых, представить аддитивно вероятности генерации и потери нейтронов и, во-вторых, приводит размерность реактивности к размерности логарифмической скорости (обратного периода) реактора, что упрощает анализ зависимостей «период – реактивность».

Для случая стационарных начальных условий из (1, 2) получается система двух интегральных уравнений Вольтерра второго рода для мощности реактора $n(t)$ и скорости изменения мощности $v(t) \equiv dn/dt$:

$$\begin{bmatrix} v(t) \\ n(t) \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -\int_{t_0}^t h(t-\tau)(\cdot)d\tau & r(t) \\ \int_{t_0}^t (\cdot)d\tau & 0 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} v(t) \\ n(t) \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} Q(t) \\ n(t_0) \end{bmatrix}, \quad (3)$$

$$r(t)=0, \quad Q(t)=0 \quad \text{при } t < t_0,$$

$$h(t-\tau) = \sum_{j=1}^M \delta_j e^{-\lambda_j(t-\tau)}. \quad (4)$$

В этой модели, имеющей более простую структуру, чем традиционные интегральные уравнения ТНК [5, 6], реактор характеризуется ядром фигурирующего в первом уравнении (4) *интеграла запаздывающих нейтронов*

$$I_{n'}(t) = \int_{t_0}^t h(t-\tau)v(\tau)d\tau,$$

т.е. функцией (4), которая, таким образом, и подлежит идентификации. Реактивность $r(t)$ и источник $Q(t)$ при этом выступают как факторы параметрического управления и внешнего воздействия. В отношении этих величин также может ставиться задача идентификации.

Функция (4) имеет смысл переходной характеристики – отклика процессов на запаздывающих нейтронах на единичный скачок мощности. Поэтому далее будем обозначать ее аббревиатурой ПХЗН – переходная характеристика запаздывающих нейтронов. ПХЗН относится к типу переходных характеристик с конечной памятью, т.е. вне некоторого временного интервала принимается равной нулю. Поэтому достаточно располагать конечным набором значений ПХЗН как для численной, так и для аппаратной (в реактиметре) реализации модели (3). При этом представление ПХЗН в явной экспоненциальной форме (4) необязательно.

При необходимости, например, для сравнения с априорными КЗН, может быть выполнена идентификация экспоненциальной модели (4) по экспериментальным оценкам ПХЗН h_k , т.е. определены групповые параметры запаздывающих нейтронов (δ_j, λ_j) , при этом для уменьшения известных вычислительных проблем, связанных с

оцениванием параметров нелинейной экспоненциальной модели [7, 8], целесообразно применить метод Прони [9–11], приводящий к линейным моделям в сочетании с вычислением корней некоторого полинома.

В дискретной форме (с использованием открытой квадратурной формулы для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов, т.е. не содержащей узла t_k) первое уравнение системы (4) принимает вид уравнения авторегрессии

$$v_k = -\sum_{l=1}^k (A_{k,k-l} v_{k-l}) h_l + r_k n_k + Q_k, \quad k=1, 2, \dots, \quad (5)$$

где $h_l = h(t_1 - t_0)$, Весовые коэффициенты $A_{k, k-l}$ определяются выбором квадратурной формулы. Двойная индексация коэффициентов указывает на возможную зависимость типа квадратурной формулы от интервала интегрирования. Использование таких квадратурных формул позволяет повысить точность вычисления интегралов [12].

Из уравнения (5) следует рекуррентное соотношение для определения значений переходной характеристики h_k по отсчетам скорости изменения мощности реактора после выхода из стационарного состояния:

$$h_k = \left[f_k - \sum_{l=1}^{k-1} (A_{k,k-l} v_{k-l}) h_l \right] / (A_{k,0} v_0), \quad k=1, 2, \dots, \quad (6)$$

Для применения этой формулы необходимо знать временную зависимость

$$f_k = r_k n_k + Q_k - v_k, \quad (7)$$

характер которой и определяет специфику идентифицирующего эксперимента. В частности, оценка (6) может выполняться в рамках стандартных методик сброса стержня или выстреливания источника, а также при вводе реактивности r_k по известному закону. Практически сфера пригодности данной схемы идентификации для реальных ЯЭУ определяется известными ограничениями экспериментальных и расчетных методик, основанных на модели точечной кинетики [6,14].

Рассмотрим некоторые возможные варианты постановки экспериментов.

1. Простейшая ситуация имеет место, когда выход из стационарного состояния обусловлен мгновенным импульсным возмущением реактивности или источника, которое в рассматриваемой модели характеризуется скоростью изменения мощности в начальный момент $v_0 \equiv r_0 n_0 + Q_0$ и оценивается путем экстраполяции кривой скорости к моменту возмущения. В таком случае

$$h_k = -\left[v_k + \sum_{l=1}^{k-1} (A_{k,k-l} v_{k-l}) h_l \right] / (A_{k,0} v_0), \quad k=1, 2, \dots,$$

Повторные замеры позволяют провести усреднение по каждой совокупности k -х отсчетов h_k и оценить погрешность. При достаточном числе повторных экспериментов можно сформировать матрицу замеров \mathbf{V} , оценить ковариационную матрицу

$$\mathbf{D} = E(Dv_i Dv_j) = E((v_i - \bar{v}_i)(v_j - \bar{v}_j)), \quad \bar{v}_j = E(v_j)$$

и получить наилучшую среднеквадратичную оценку вектора значений ПХЗН в виде

$$\mathbf{h} = [\mathbf{V}^T \mathbf{D}^{-1} \mathbf{V}]^{-1} \mathbf{V}^T \mathbf{D}^{-1} \mathbf{v}$$

с известными характеристиками точности [11]. Аналогичный подход с незначительными модификациями применим и в описанных ниже схемах экспериментов.

2. Если реактивность и источник постоянны, то уравнение (5) является уравнением авторегрессии с коэффициентами h_k, r, Q , которые можно идентифицировать известными методами [11]. В таком случае мы получаем обобщение алгоритма определения реактивности и источника в подкритическом реакторе [13], позволяющее

находить также и параметры h_k . Экстраполируя последовательность h_k к h_0 или определяя параметры экспоненциального представления (4) по оценкам h_{kr} можно найти величину $h_0 = \beta_{эф}/\Lambda$ – вероятность генерации запаздывающих нейтронов.

Если обнаруживается, что найденные значения h_k лежат на кривой (обозначим ее $h(\tau)_3$), которая подобна зависимости

$$H(t) = \sum_{j=1}^M \beta_j e^{-\lambda_j t}, \quad (8)$$

вычисляемой на основе известных значений (β_j, λ_j) , то это дает способ оценки времени генерации в форме:

$$\Lambda = H(t)/h(t)_3,$$

или, если использовать интегрирование для сглаживания оценки,

$$\Lambda = \int_0^t H(\tau) d\tau / \int_0^t h(\tau)_3 d\tau. \quad (9)$$

На оценку времени генерации здесь влияют как погрешности найденных значений h_{kr} так и «табличные» погрешности параметров (δ_j, λ_j) . В частности, ПХЗН (8) с константами Кипина [5] вычисляется со средней относительной погрешностью ~5%.

3. Режим переменной реактивности реализуется при параметрическом представлении линейного участка градуировочной характеристики органа регулирования в форме $r = aT + b$. В этом случае определению подлежат коэффициенты h_{kr}, a, b, Q , т.е. схема идентификации аналогична предыдущей.

4. Возможна одновременная оценка ПХЗН, градуировочной характеристики и источника, т.е. очередной тройки значений h_{kr}, r_{kr}, Q_k путем применения метода наименьших квадратов к системе

$$n_k^i r_k - A_{k,0} v_0^i h_k + Q_k = v_k^i + \sum_{l=1}^{k-1} (A_{k,k-l} v_{k-l}^i) h_l, \quad i = \overline{1, N},$$

где каждое уравнение содержит замеры v_k^i, n_k^i из различных наборов. Верхний индекс указывает на замеры, принадлежащие i -му набору. Для обеспечения невырожденности матрицы замеров каждый набор должен начинаться со своего уровня начальной стационарной мощности. Кроме того, как компонента решения системы линейных уравнений искомый параметр r_k является константой. Это означает, что для применения данной схемы идентификации необходимо обеспечить неизменность закона ввода реактивности (градуировочной характеристики) при повторных наборах замеров v_k^i, n_k^i .

5. Для критического реактора уравнение (5) принимает вид:

$$v_k = - \sum_{l=1}^k (A_{k,k-l} v_{k-l}^i) h_l + r_k n_k + Q_k, \quad k = 1, 2, \dots,$$

где ξ_k – аддитивный шум. В такой форме оно интерпретируется как линейный предсказатель ошибки ξ_k и решается относительно коэффициентов h_l методом Юла–Уолкера [11]. Этот алгоритм представляется наиболее подходящим для применения на действующем энергетическом реакторе.

б. Для критического реактора с источником из первого уравнения (3) следует, что скорость роста мощности реактора в момент включения источника равна $v_0 = Q$, а ее установившееся значение равно

$$v = Q/(D + 1), \quad (10)$$

где константа

$$D = \sum_1^M \frac{\delta_j}{\lambda_j} = \frac{1}{\Lambda} \sum_1^M \frac{\beta_j}{\lambda_j} \quad (11)$$

имеет смысл относительного увеличения времени генерации в силу наличия запаздывающих нейтронов. Формула (10) дает возможность экспериментальной оценки константы D и, следовательно, проверки адекватности КЗН путем сравнения со значением, вычисленным по определяющему соотношению (11).

Параметры Q и D в рассматриваемой ситуации определяются по экспериментально измеряемой скорости роста мощности реактора $v(t)$. Для получения оценки интенсивности источника Q_3 экспериментальная кривая $v(t)$ экстраполируется к моменту включения источника. Константу D удобно оценивать как значение горизонтальной асимптоты функции

$$D(t) = \frac{Q_n}{v(t)} - 1, \quad t \rightarrow \infty.$$

Степень приближения к горизонтали (точность оценки D) характеризуется количеством стабильных разрядов в отсчетах функции $1/v(t)$. Коэффициент Q_3 вносит дополнительную погрешность, обусловленную методом экстраполяции, использованным для его оценки. Проверка адекватности констант запаздывающих нейтронов сводится к сопоставлению интервалов погрешности экспериментальной оценки D и погрешности расчета по формуле (12), использующей табличные значения стандартных отклонений КЗН.

Перечисленные экспериментальные ситуации могут быть достаточно просто организованы на различных этапах моделирования и эксплуатации ЯР. Это позволяет оперативно идентифицировать переходную характеристику запаздывающих нейтронов $h(\tau)$ и непосредственно использовать ее для адаптации реактиметра, уравнение которого, согласно (3), имеет вид:

$$r(t) = \alpha(t) + \frac{1}{n(t)} \int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau - \frac{Q(t)}{n(t)}. \quad (12)$$

Еще одним средством контроля адекватности констант запаздывающих нейтронов является соотношение

$$1 = \frac{1}{n_2 - n_1} \int_0^T [r(\tau)n(\tau) + Q(\tau)]d\tau - \sum_{j=1}^M \frac{\delta_j}{\lambda_j}, \quad (13)$$

которое в рассматриваемой модели описывает перевод реактора с одного стационарного уровня мощности (n_1) на другой (n_2). Это соотношение выражает баланс относительных вкладов процессов на запаздывающих и мгновенных нейтронах, а также стороннего источника в установившееся приращение мощности $\Delta = n_2 - n_1$. Здесь явно фигурирует только легко фиксируемое время T – длительность ввода-вывода реактивности и (или) действия источника. Поэтому не требуется оценивать длительность переходных процессов при переводе реактора на новый уровень мощности.

Интеграл в (13) назовем *интегралом управления*. Введем обозначения

$$I = \int_0^T [r(\tau)n(\tau) + Q(\tau)]d\tau, \quad B = \sum_{j=1}^M \frac{\beta_j}{\lambda_j}$$

и учтем, что для типичных значений КЗН можно пренебречь единицей в левой части равенства (13). В таком случае формулу (13) удобно записать в виде критериального соотношения

$$\left(\frac{\Delta}{I}\right) \cdot \left(\frac{B}{\Lambda}\right) = 1. \quad (14)$$

Укажем возможные схемы экспериментов на основе соотношений (13, 14).

1. Для критического реактора с постоянным источником, действовавшим в течение времени T , интеграл управления равен $I = QT$, так что экспериментально может быть определен комплекс

$$\left(\frac{\Lambda Q}{B}\right)_{\text{эксп}} = \frac{\Delta_{\text{к}}}{T}, \quad (15)$$

где $\Delta_{\text{к}}$ – установившееся приращение мощности.

Поскольку источник в данном случае может быть оценен независимо как скорость изменения мощности реактора v_0 , найденная экстраполяцией к моменту включения источника, то получаем экспериментальную оценку комплекса

$$\left(\frac{\Lambda}{B}\right)_{\text{эксп}} = \frac{\Delta_{\text{к}}}{Tv_0}.$$

Если полагать пригодными для вычисления константы $B_{\text{табл}}$ априорные (табличные) значения КЗН, то из последнего соотношения следует оценка времени генерации

$$\Lambda_{\text{эксп}} = \frac{\Delta_{\text{к}}}{Tv_0} B_{\text{табл}}, \quad (16)$$

которую можно сопоставить с расчетной оценкой или с оценками, полученными по другим экспериментальным методикам [14]. В частности, должно иметь место совпадение с оценкой (9). В противном случае использованное для вывода соотношения (16) предположение об адекватности табличных КЗН неверно.

2. В случае подкритического реактора уравнение (13) описывает методики стреляющего или удаляемого источника [14, 15]. В этой ситуации уравнение (12) дает оценку подкритичности $r = -Q/n_{\text{ст}}$ ($n_{\text{ст}}$ – начальный стационарный уровень мощности в подкритическом реакторе), которая должна совпадать с оценкой, получаемой по традиционной схеме стреляющего источника. Это требование приводит к соотношению

$$\left(\frac{\Lambda Q}{B}\right)_{\text{эксп}} = \frac{n_{\text{ст}}^2}{I_n}, \quad I_n = \int_0^{\infty} n(t) dt.$$

3. Для мгновенного импульсного возмущения критического реактора интеграл управления численно совпадает с экспериментально оцениваемой начальной скоростью изменения мощности реактора $v_{0и}$ после импульсного возмущения и

$$\left(\frac{\Lambda}{B}\right)_{\text{эксп}} = \frac{\Delta_{\text{и}}}{v_{0и}},$$

где $\Delta_{\text{и}}$ – установившееся приращение мощности после импульса.

Для иллюстрации предложенных схем используем данные экспериментов со стреляющим источником, упомянутых в работе [15]. Как известно, методика стреляющего источника является наиболее подходящей для набора критмассы в реакторах с большой избыточной реактивностью [16].

На рис. 1 представлены выполнявшиеся с шагом в 1 с замеры мощности для трех «выстрелов» при различном начальном уровне мощности критсборки. Соответствующие зависимости для скорости изменения мощности показаны на рис. 2. При замерах мощности шумовая компонента составляла около одного процента.

Отметим, что согласно уравнению (3), абсолютное значение начальной скорости

изменения мощности реактора после выстрела равно интенсивности источника, так что при использовании одного и того же источника в приведенных трех замерах графики скорости должны в момент выстрела иметь равные ординаты

$$v_i(t \rightarrow +t_0) = r_i n_{0i} = -\lambda, \quad i = 1, 2, 3.$$

(n_0 – стационарный уровень мощности перед выстрелом, t_0 – момент выстрела).

Поскольку на рис. 2 этого не наблюдается, то следует сделать вывод, что эффективная интенсивность источника в данных экспериментах различна. На оценку подкритичности это не влияет, но, тем не менее, факторы изменения эффективной интенсивности источника должны быть выявлены.

Во-вторых, линейные участки на рис. 2 соответствуют временному интервалу в 2 с и определяются стационарным значением мощности и ее двумя первыми отсчетами после выстрела. При этом наблюдается негладкий переход к последующим оценкам скорости. Это указывает на необходимость использования большего разрешения по времени в первые несколько секунд после выстрела.

В третьих, поскольку источник отсутствует, то скорость изменения мощности на начальном участке после выстрела описывается следующим образом:

$$v(t) = dn/dt = r \cdot n(t) = r n_0 e^{r(t-t_0)}. \quad (17)$$

Это позволяет оценить подкритичность реактора по наклону dv/dn прямых на графиках «скорость– мощность». Так, применительно к данным рис. 2 можно утверждать, что в пределах точности графического представления все три замера выполнены при одном значении подкритичности, равном (в принятой здесь Λ -шкале) -0.75с^{-1} . Для расчетных оценок доли запаздывающих нейтронов и времени генерации критсборки, на которой выполнялись эксперименты, это соответствует подкритичности $-0.0017\beta_{\text{эф}}$. Еще раз обратим внимание, что при использовании Λ -шкалы реактивность оценивается в данном случае непосредственно по отсчетам мощности и скорости изменения мощности без каких-либо переводных коэффициентов, априорных или расчетных.

Из (17) следует еще один способ оценки подкритичности в эксперименте со стреляющим источником как значения обратного периода $\alpha(t) = v(t)/n(t)$ непосредственно после выстрела. Практически такую оценку удобно находить как предельное (при $t \rightarrow +t_0$) значение среднего обратного периода, определяемого после выстрела на интервале $[t_0, t]$ по формулам

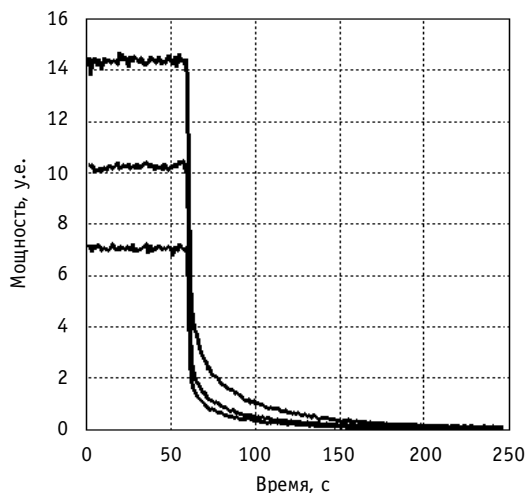


Рис. 1. Замеры мощности в экспериментах со стреляющим источником

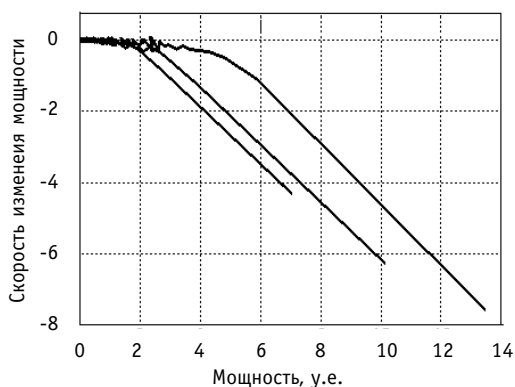


Рис. 2. Скорость изменения мощности реактора в зависимости от мощности

$$\bar{\alpha}(t) = [1 - n_0/n(t)]/[t - t_0] \quad (18)$$

или

$$\bar{\alpha}(t) = [\ln(n(t)) - \ln(n_0)]/[t - t_0]. \quad (19)$$

Результат такой обработки приведенных выше замеров мощности показан на рис. 3 в виде зависимости для среднего периода $\bar{p}(t) = 1/\bar{\alpha}(t)$, которая в данном случае более удобна для анализа, чем зависимость $\bar{\alpha}(t)$. Полученная оценка предельного значения периода соответствует найденной выше оценке подкритичности -0.75с^{-1} . При этом дополнительным средством контроля корректности оценок является пересечение в одной точке кривых (18, 19), в том числе полученных при одной и той же подкритичности, но с различной стационарной мощностью перед выстрелом (в рассматриваемом примере кривые среднего периода для замеров с начальной мощностью 7 и 10 ед. практически совпали).

В экспериментах со стреляющим источником слагаемое (7) в идентифицирующем уравнении (6) равно

$$f_k = \frac{v_0}{n_0} n_k - v_k.$$

В таком случае уравнение (6), записанное с использованием простейшей квадратурной формулы для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов и при отсчетах мощности с шагом в 1 с, принимает вид:

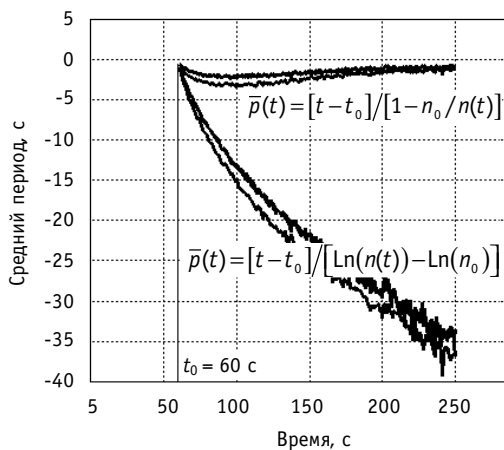


Рис. 3. Средний период после выстрела

$$h_k = \frac{n_k}{n_0} - \frac{v_k}{v_0} - \sum_{l=1}^{k-1} \frac{v_{k-l}}{v_0} h_l, \quad k = 1, 2, \dots \quad (20)$$

Обработка по этой формуле вышеприведенных измерений дает оценки переходной характеристики запаздывающих нейтронов, представленные на рис. 4. Отметим следующие моменты:

- применение формулы (20) требует корректного определения мгновенной начальной скорости изменения мощности после выстрела, существенно влияющей на оценки значений переходной характеристики h_k ;

- переходные характеристики, идентифицированные при уровнях стационарной мощности в 7 и 10 ед. практически совпадают, в то же время заметно отличаясь от ПХЗН, соответствующей стационарной мощности в 14 ед.; существенно также отличие от ПХЗН, вычисленных на основе констант Кипина, которые использовались в реактиметре критсборки; эти факты требуют специального анализа и указывают, возможно, на более высокую чувствительность ПХЗН к составу и геометрии реактора, чем это обычно предполагается;

- найденная ПХЗН может непосредственно использоваться в уравнении (5)

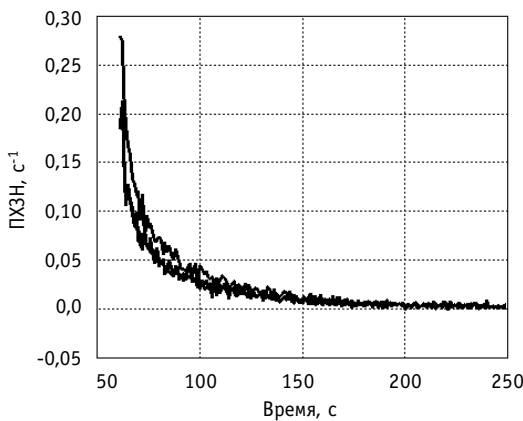


Рис. 4. Оценки ПХЗН

для численного моделирования кинетики реактора или в уравнении реактиметра (12). При этом оценка величины $h_0 = \beta_{эф}/\Lambda$ не требуется.

В заключение укажем некоторые вопросы, которые целесообразно рассмотреть в дальнейшем в связи с обсуждавшейся задачей и с учетом накопленного опыта разработки и эксплуатации реактиметров [17]:

- сопоставление результатов, получаемых по описанным методикам, с априорными или расчетными оценками эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени генерации в условиях конкретных реакторов;
- использование в уравнении (5) различных квадратурных формул для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов, что влияет на точность идентификации и в случае закрытых квадратурных формул приводит к существенной модификации алгоритмов идентификации;
- реализация стохастических алгоритмов идентификации применительно к модели (3), в частности, упомянутого выше алгоритма Юла–Уолкера;
- применение известных нейросетевых методов экстраполяции для оценки фигурирующей в идентифицирующем уравнении (6) начальной скорости изменения мощности реактора после выхода из стационарного состояния, а также константы $h_0 = \beta_{эф}/\Lambda$ – вероятности генерации предшественников запаздывающих нейтронов;
- идентификация интегральной модели кинетики в частотной области.

Литература

1. Королев В.В. Системы управления и защиты АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 128 с.
2. Филипчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. – М.: Энергоиздат, 1981. – 280 с.
3. Вычислитель реактивности и периода ВРП-8: Техническое описание Д.5636.000000 ТО. – ФЭИ, 1987. – 59 с.
4. Юферов А.Г. Уравнения точечной кинетики ядерного реактора для безразмерных скоростей процессов на запаздывающих нейтронах/Препринт ФЭИ-2385. – 1994. – 36 с.
5. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1967. – 428 с.
6. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975. – 400 с.
7. Бард Й. Нелинейное оценивание параметров. – М.: Статистика, 1979. – 349 с.
8. Химмельблау Д. Анализ процессов статистическими методами. – М.: Мир, 1973. – 960 с.
9. Михайлов Ф.А., Теряев Е.Д., Булеков В.П. и др. Динамика непрерывных линейных систем с детерминированными и случайными параметрами. – М.: Наука, 1971. – 558 с.
10. Бриттингем Д.Н., Миллер Э.К., Уиллоус Д.Л. Определение полюсов по измеренным данным в области действительных частот//ТИИЭР. – 1980. – Т. 68. – № 2. – С. 81-83.
11. Марпл С.Л. Цифровой спектральный анализ и его приложения. – М.: Мир, 1990. – 584 с.
12. Юферов А.Г. О численном решении интегральных уравнений точечной нейтронной динамики ядерного реактора/Препринт ФЭИ-2977. – 2003. – 36 с.
13. Могильнер А.И., Фокин Г.Н., Чайка Ю.В., Кузнецов Ф.М. Применение малых ЭВМ для измерения реактивности//Атомная энергия. – 1974. – Т. 36. – Вып. 5. – С. 358-361.
14. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1994. – 352 с.
15. Макаренков Ю.Д., Матков А.Г. Измерение реактивности методом удаляемого источника// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – № 4-5. – С. 22-28.
16. Дроздов Ф.С., Рычев А.С. Определение отрицательной реактивности методом выстреливания источника//Атомная энергия. – 1966. – Т. 20. – Вып. 1. – С. 74-75.
17. Юферов А.Г. Библиография по разработкам реактиметров и методам измерения реактивности в ФЭИ: Обзор ФЭИ-0295. – М.: ЦНИИАтоминформ, 2003. – 38 с.

Поступила в редакцию 23.11.2004

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИИ ДЛЯ ОБЗОРА СОСТОЯНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА АТОМНОЙ СТАНЦИИ

Е.Н. Алонцева*, А.Н. Анохин*, А.С. Стебнев, Э.Ч. Маршалл*****

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

*** Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор*

**** Synergy Consultants Ltd., Великобритания*



Количество параметров, представляемых операторам блочных щитов управления (БЩУ) АЭС, может стать причиной информационного стресса, грозящего неминуемыми ошибками персонала. Чтобы снизить вероятность возникновения информационного стресса в мировой практике создания современных компьютеризованных БЩУ применяется принцип многоуровневого иерархического представления информации. Верхний уровень такого представления составляет обобщенная мнемосхема (ОМС), задача которой – отображение общего состояния энергоблока, состояния критических функций безопасности, основных материальных и энергетических балансов. В настоящей статье описывается методика разработки ОМС на примере энергоблока с РБМК-1000 Ленинградской АЭС.

ВВЕДЕНИЕ

Как известно, основные, важные для безопасности функции оперативного управления энергоблоком АЭС, реализуются с блочного щита управления (БЩУ). В зависимости от типа АЭС, на современном БЩУ работают от 3 до 4 операторов. Количество элементов БЩУ – средств отображения информации (СОИ) и органов управления (ОУ) может достигать 8–9 тыс., темп представления информации – нескольких десятков, а иногда и нескольких сотен единиц информации в минуту. В ходе работы операторам БЩУ приходится обмениваться друг с другом и с местными операторами большим количеством сообщений, несущих как дополнительную информацию, так и различные распоряжения.

Таким образом общепризнано, что одним из важнейших факторов, влияющих на операторскую деятельность, является огромный объем информации. В работе [1] отмечается, что этот фактор может послужить сильным стрессором, вызывающим у операторов так называемый «информационный стресс». Большой объем информации может усугубляться такими явлениями, как плохое и неоднородное представление информации, разбросанность важных параметров, неадекватность (неоднозначность) кодировки параметров и др. Многочисленные интервью, проведенные авторами настоящей статьи с операторами БЩУ отечественных АЭС, убедительно демонстрируют наличие перечисленных проблем.

© *Е.Н. Алонцева, А.Н. Анохин, А.С. Стебнев, Э.Ч. Маршалл, 2005*

Самостоятельно или в сочетании с другими стрессорами (например, эмоциональными), факторы объема и качества представления информации могут спровоцировать стрессовые реакции оператора, особенно в экстремальных ситуациях, что в свою очередь приводит к функциональным и структурным отказам операторов. Это также подтверждается в работе [2], посвященной анализу более 70 стрессовых ситуаций на АЭС и выявлению наиболее значимых стрессоров, приводящих к ошибкам операторов.

На практике известны несколько способов снижения объема информации, подлежащей восприятию и переработке операторами. К их числу относятся:

- различные методы фильтрации информации, особенно сигнализации;
- более удобная компоновка приборов и ключей на БЩУ;
- автоматизированная обработка информации и передача части функций от операторов компьютерам;
- многоуровневое представление информации.

Последний подход родился из опыта операторов, которые обычно наблюдают за состоянием энергоблока, используя относительно небольшое количество параметров – от нескольких до десятков. При возникновении нештатных ситуаций или в переходных режимах именно эти параметры характеризуют общее состояние блока, а к более детальной информации операторы обращаются по мере необходимости. Однако одной из проблем на этом пути является разбросанность этих параметров, трудности их сопоставления между собой и другие эргономические факторы.

Сегодня многоуровневое представление информации активно реализуется в мировой практике современных компьютеризованных БЩУ и включает в себя три уровня представления информации, а именно

- уровень 1 – представление информации об общем состоянии энергоблока;
- уровень 2 – представление информации о технологических системах;
- уровень 3 – представление информации и управление отдельным технологическим оборудованием (арматурой, регуляторами, насосами и их группами).

Вся информация представляется в контексте текущей ситуации и решаемых операторами задач.

Верхний уровень такого представления составляет обобщенная мнемосхема (ОМС), задача которой – отображение общего состояния энергоблока, состояния критических функций безопасности, мониторинг основных материальных и энергетических балансов. ОМС является образной и наглядной моделью всего энергоблока в целом.

В настоящей статье описывается методика синтеза ОМС верхнего уровня, а также ее реализация для БЩУ АЭС с РБМК-1000 на примере энергоблоков Ленинградской АЭС (ЛАЭС). Основная идея работы – найти такой способ отображения технологических параметров и состояния оборудования, который обеспечил бы быстрое понимание состояния основных материальных и энергетических балансов, а также критических функций безопасности энергоблока. Это позволит в любой момент времени быстро сформировать у операторов общий образ блока, детализируемый в случае необходимости на двух нижних уровнях представления информации.

Разработка ОМС предполагает два аспекта – определение содержания ОМС (отбор технологических параметров и значимого оборудования для представления на ОМС) и разработку формы представления ОМС. Рассмотрим их более подробно.

МЕТОДИКА ОТБОРА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

Предлагаемая методика отбора технологических параметров для ОМС включает в себя три этапа.

1. На первом этапе формируется перечень параметров-кандидатов. В качестве

источников информации для формирования исходного перечня выступают:

- интервью с операторами БЩУ и инструкторами полномасштабного тренажера;
- технологический регламент, техническая и эксплуатационная документация, документация вероятностного анализа безопасности;
- результаты анализа задач и изучения событий, имевших место при эксплуатации АЭС данного типа.

Затем из исходного перечня исключаются наиболее редко упоминаемые параметры, а полученный список из n параметров-кандидатов подлежит дальнейшему анализу.

2. На втором этапе выполняется ранжирование выявленных параметров-кандидатов, осуществляемое на основании экспертных оценок. Эксперты оценивают следующие показатели значимости параметров:

- **частота использования** параметра во всех режимах блока (насколько часто операторы БЩУ используют данный параметр в процессе слежения и/или управления блоком);
- информационная емкость параметра (**информативность**) и его важность для понимания общего состояния блока и тенденций его изменения;
- важность параметра для оценки текущего уровня **безопасности** блока, а также слежения и обеспечения критических функций безопасности.

Балльные шкалы с интерпретацией баллов, используемые для оценки перечисленных показателей, приведены в табл. 1–3.

3. На третьем этапе выполняется обработка экспертных оценок и определение значимости параметров-кандидатов. Обработка выполняется по следующему алгорит-

Таблица 1

Шкала для оценки частоты использования параметра

Вес (w^F)	Балл	Интерпретация
0	1	Используется очень редко
0,33	2	Используется периодически
0,67	3	Используется часто
1	4	Используется всегда

Таблица 2

Шкала для оценки информативности параметра

Вес (w^I)	Балл	Интерпретация
0	1	Малая информативность
0,5	2	Средняя информативность
1	3	Высокая информативность

Таблица 3

Шкала для оценки важности параметра для безопасности

Вес (w^S)	Балл	Интерпретация
0	1	Неважен для оценки безопасности
0,5	2	Важен для оценки безопасности
1	3	Необходим для оценки безопасности

му.

Экспертные оценки (баллы) преобразуются в веса в соответствии с табл. 1–3. Так, например, оценка «используется периодически» (балл 2) фактора «Частота использования» преобразуется в вес 0,33, а оценка «необходим ...» (балл 3) фактора «Безопасность» – в 1.

Введем следующие обозначения:

- w_{ij}^F – степень выраженности (вес) фактора «Частота использования», присвоенная i -му параметру ($i=1\dots n$) j -м экспертом ($j=1\dots m$);
- w_{ij}^I – степень выраженности (вес) фактора «Информативность», присвоенная i -му параметру j -м экспертом;
- w_{ij}^S – степень выраженности (вес) фактора «Безопасность», присвоенная i -му параметру j -м экспертом.

Рассмотрим процедуру обработки оценок на примере одного из факторов – «Частота использования». Предположим, что всего по данному фактору получено m векторов весов параметров (по одному вектору от каждого эксперта) – W_j^F ($j=1\dots m$). Балльная шкала позволяет упорядочить объекты экспертизы по их относительной значимости с точки зрения измеряемого фактора, т.е. наша задача – получить вектор рангов R^F параметров по частоте их использования операторами БЩУ. Для этого необходимо сначала преобразовать *веса* параметров, полученные от экспертов, в *относительные веса*. Это достигается путем нормирования весов:

$$\tilde{w}_{ij}^F = \frac{w_{ij}^F}{\sum_i w_{ij}^F}.$$

Далее, для каждого параметра рассчитаем его *средний относительный вес* по всем экспертам:

$$\bar{w}_i^F = \frac{\sum_j \tilde{w}_{ij}^F}{m_i},$$

где m_i – число экспертов, давших оценку данному параметру (т.е. $w_{ij}^F \neq \emptyset$) ($m_i \in [1; m]$).

Нормируем эти веса

$$w_i^F = \frac{\bar{w}_i^F}{\sum_i \bar{w}_i^F}$$

и получаем обобщенный вектор относительной значимости параметров по фактору «Частота использования» – W . Проранжировав его, переходим к вектору рангов параметров: $W^F \rightarrow R^F$. Описанная процедура повторяется для оценок по факторам «Информативность» и «Безопасность». Суммарная значимость параметра определяется как среднее его значимостей по трем факторам.

На последнем шаге из списка параметров-кандидатов после консультаций с экспертами исключаются параметры с наиболее низкими значениями.

СИНТЕЗ ОМС НА ПРИМЕРЕ ЭНЕРГОБЛОКА РБМК-1000 ЛАЭС

С помощью описанной выше методики для энергоблока с реактором РБМК-1000 были выявлены 26 важных технологических параметров, 32 дискретных сигнала, отражающих наступление некоторых событий, и 34 устройства, состояние которых важно для быстрого восприятия и понимания ситуации операторами БЩУ.

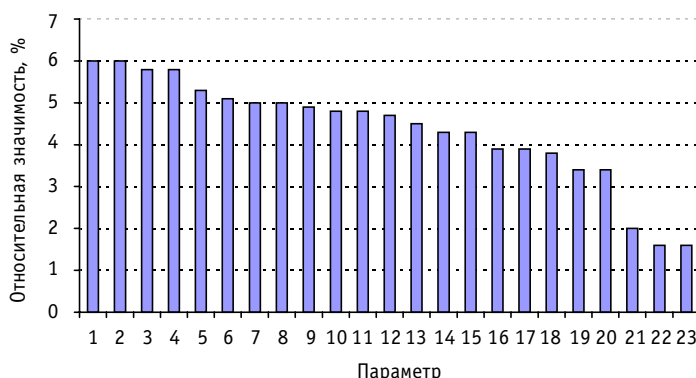


Рис. 1. Диаграмма относительных значимостей параметров: 1 – уровень в БС по сторонам КМПЦ; 2 – расход питательной воды в БС по сторонам КМПЦ; 3 – расход пара от БС по сторонам КМПЦ; 4 – давление в БС; 5 – электрическая мощность ТГ-1,2; 6 – тепловая мощность реактора; 7 – уровень в Д-1,2; 8 – давление в напорном коллекторе ПЭН; 9 – суммарная электрическая мощность; 10 – суммарный расход КМПЦ по сторонам; 11 – частота тока в системе; 12 – давление в Д-1,2; 13 – скорость изменения давления в БС; 14 – расход ОК на Д-1,2; 15 – оперативный запас реактивности; 16 – вакуум в КНД ТГ-1,2; 17 – уровень в КНД ТГ-1,2; 18 – температурный запас до кавитации ГЦН по сторонам КМПЦ; 19 – скорость изменения давления в БС по сторонам КМПЦ; 20 – расход пара на ТГ-1,2; 21 – давление в БС по сторонам КМПЦ; 22 – температура ОК на Д-1,2; 23 – обороты турбины ТГ-1,2

Относительные значимости основных параметров-кандидатов показаны на диаграмме (рис. 1), где явно выделяются две группы: первая, лидирующая – из четырех параметров с наиболее высокой значимостью (параметры барабана-сепаратора – уровни воды, давление пара, расходы питательной воды, расходы пара) и вторая – из трех параметров-аутсайдеров (отдельное представление давления пара в барабанах-сепараторах, температуры основного конденсата перед деаэраторами и обороты турбины). По отдельным факторам выделяются также электрическая мощность турбогенераторов, скорость изменения давления в барабанах-сепараторах (по информативности), суммарный расход через КМПЦ по сторонам (с точки зрения оценки безопасности).

Далее выполняется синтез формы ОМС. Для этого необходимо

1) разработать алфавит кодирования оборудования, информации и динамики. Наряду с отечественными справочниками по эргономике, наиболее репрезентативным является руководство [3], используемое в мировой практике; при разработке кодов выполняется следующее:

- разработка алфавита знаковых обозначений (мнемознаков) для отображения динамики (повышение, понижение параметра), диапазонов значений параметров, технологических систем, оборудования и его состояния;
- разработка цветового кода, согласующегося с известными стереотипами и отвечающего существующим эргономическим и психофизиологическим нормам;
- выбор легко воспринимаемого и хорошо различимого шрифта;

2) синтез общей компоновки схемы; главная идея – скомпоновать всю необходимую информацию так, чтобы обеспечить полный обзор всего поля, отобразить не только необходимые параметры, но и технологический процесс и при этом не потерять образ реальной схемы блока;

3) графическое представление основных материальных и энергетических балансов; балансовые соотношения дают представление о происходящем процессе и позволяют предположить причину незапланированных изменений состояния.

Эскиз полученного графического образа ОМС, который проходит верификацию и валидацию с использованием полномасштабной модели РБМК-1000 ЛАЭС и стенда, созданного в рамках программы TACIS R1.04-96А, представлен на рис. 2.

ОЦЕНКА КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В РЕСПУБЛИКЕ САХА (ЯКУТИЯ)

А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Федорова

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



В работе на примере Республики Саха (Якутия) проанализирована технико-экономическая целесообразность применения атомных станций малой мощности (АСММ) в труднодоступных районах России. Оценка конкурентоспособности АСММ произведена с привязкой к конкретной точке и учетом специфики энергетического и экономического окружения. Рассмотрена агрегированная модель энергообеспечения республики для оценки роли малой атомной энергетики в решении экологических проблем региона.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время во многих регионах мира возобновился интерес к разработкам и анализу возможных применений реакторов средней и малой мощности. Они представляют интерес для электрических и для неэлектрических применений как на ближайшую (обессоливание морской воды, централизованное отопление), так и на более отдаленную перспективу (производство водорода, конверсия органических топлив). Для определения предпочтительных вариантов развертывания атомных станций малой мощности (АСММ) требуется детальный комплексный анализ каждой конкретной системы малой мощности в связи с соответствующими национальными, региональными и глобальными ограничениями [1].

Значение развития атомных установок средней и малой мощности для России определяется ее географическими особенностями. Энергетический рынок в России более разнообразен, чем в большинстве экономически развитых стран Западной Европы и США¹. Отопительный сезон в регионах Севера, Сибири и Дальнего Востока продолжается более полугода. При этом энергоресурсы страны распределены крайне неравномерно, и их транспортировка требует больших затрат². Разница в плотности населения регионов России обуславливает нецелесообразность повсеместного развития централизованных энергосетей.

¹ 2/3 территории России – зона децентрализованного энергоснабжения. Это составляет порядка 2% полных потребностей в электричестве и 20% в тепле.

² В настоящее время Правительство Российской Федерации для завоза топлива в северные регионы России тратит более 25 млрд. руб.

Назревшая в настоящее время необходимость в обновлении мощностей на территории Крайнего Севера привела к широкомасштабному сравнению и анализу всевозможных схем энергообеспечения потребителей Крайнего Севера. Атомные станции средней и малой мощности рассматриваются как одно из перспективных решений проблем изолированных потребителей Крайнего Севера [2–6]. Специалисты Института систем энергетики Мелентьева (ИСЭМ) и Института физико-технических проблем Севера (ИФТПС СО РАН) указывают, что крайне важно в ближайшие годы выполнить «адресные» привязки к местам первоочередного строительства АСММ в районах Крайнего Севера. При этом необходимо учесть детально организацию всей энергетической цепочки потребителя, в частности, многозвенную схему топливоснабжения региона с учетом сезонности завоза и хранения топлива.

В работе на примере Республики Саха (Якутия) проанализирована технико-экономическая целесообразность применения атомных станций малой мощности в труднодоступных районах России. Следует отметить, что информационная база исследования и объем исследования ограничены. Таким образом, результаты работы не должны расцениваться как основания для принятия решений по развитию энергетики республики.

ИСХОДНАЯ ИНФОРМАЦИЯ И МЕТОДЫ ОЦЕНКИ

В работе атомные станции малой мощности изучаются в энергетическом и экономическом окружении, характерном для республики. Сделано четыре среза возможного применения атомных станций малой мощности.

Цель такого подхода – проиллюстрировать потенциальные ниши применения АСММ в труднодоступных регионах России. Атомные станции малой мощности рассмотрены как

- источник тепла и электричества для изолированного потребителя (поселок Депутатский);
- энергоустановка в составе комплекса: энергетика – угольная промышленность (Южно-Якутский энергорайон);
- электростанция в составе локального энергоузла (Центрально-Якутский энергорайон);
- типичная республиканская электростанция (агрегированная модель республики).

Для выделенных видов энергии смоделирована энергетическая цепочка: располагаемые энергоресурсы, стадии производства, транспортировки, хранения и потребления ресурсов и энергии. Для решения поставленных задач применен инструмент энергетического планирования MESSAGE. Программный комплекс позволяет осуществить необходимое детальное моделирование энергетической цепочки и анализировать динамику ее развития (краткое описание комплекса MESSAGE приведено ниже).

Краткая характеристика республики

Республика Саха (Якутия) расположена в северо-восточной части Евразийского материка. Климат в республике резко континентальный. Зима продолжительная, суровая, малоснежная. По суммарной продолжительности от 6,5 до 9 мес. в год. С точки зрения экономической структуры Республика Саха (Якутия) представляет собой крайне неравномерно населенный регион с доминирующей ролью добывающей промышленности.

Суровые климатические условия, удаленность и труднодоступность потребителей, низкая плотность населения, небольшие требуемые мощности, высокая экологическая уязвимость территории определяют особенности функционирования и развития

энергетического хозяйства Якутии. ТЭК республики представляет собой весьма неоднородную по структуре систему. В республике функционируют газовые, угольные ТЭЦ, гидроэлектростанции, дизельные электростанции [6,7].

Методология и параметры расчетов

В качестве инструмента моделирования использован оптимизационный программный комплекс MESSAGE³ [8]. В основе MESSAGE лежат методы линейного программирования. Целевая функция – полные приведенные затраты энергетической системы. Критерий оптимизации – минимизация приведенных затрат системы.

Программный комплекс MESSAGE строит прогноз развития энергетической системы и результирующие сводные балансы потребления и производства энергии. Для решения этой задачи строится модель энергетической системы с выбранной степенью детализации в виде обобщенных энергетических потоковых сетей; задаются доступные количества и прогнозные цены для энергетических ресурсов; описывается набор технологий–кандидатов преобразования энергии и связей между ними. Полная стоимость системы включает в себя капитальную составляющую, эксплуатационную составляющую и штрафы, определенные пределами, ограничениями и связями в соотношениях, наложенных на технологии и ресурсы. Результат работы программы – оптимальный сценарий развития энергетической системы – может быть представлен с помощью табличных и графических средств, встроенных в программу.

Технико-экономические характеристики конкурирующих энергетических технологий приведены в табл. 1–2.

Экономические показатели АСММ приведены с учетом удорожания и удлинения сроков строительства в республике. Вследствие отсутствия достоверной информации

Таблица 1

Характеристики	Угольная станция	Угольная станция*	Газовая станция	Газовая станция*	ДЭС	Гидростанция	Угольная котельная
Технические							
Срок эксплуатации, лет	30	30	30	25	30	40	30
Срок строительства, лет	5	3	4	4	4	5	3
КИУМ, %	60	65	73	65	33	52	60
Расход топлива, кт ут/МВтгод	2.84	2.38	2.4	1.8	4.82		2.25
Экономические							
Удельные капиталовложения, \$/кВт	1000	1250	710	1150	420	500	300
Постоянные текущие затраты, \$/кВт/год	47	45	57	40	20	12.5	17
Переменные текущие затраты, \$/кВт год	5	0	5	0	0	0	0
Выбросы							
Углекислый газ, кт/МВт год	9.2	9.2	4.4	4.4	6.9		9.2

* усовершенствованная технология

³ Инструмент энергетического планирования MESSAGE разработан Институтом прикладного системного анализа (IIASA). В настоящее время распространяется МАГАТЭ. MESSAGE используется для поддержки ИНПРО – проекта.

Таблица 2

Характеристики	АБВ-6	САХА-92	КЛТ-40 наземные	ГП-1 плавающие	РУТА
Технические					
Срок эксплуатации, лет	30	20	40	40	30
Срок строительства, лет	4	1	4	3	4
КИУМ, %	80	80	80	80	80
Тепловая мощность, МВт	38	7	150	200	30
Мощность:					
электрическая (конденсационный режим), МВт	6.4	1	48	66.4	–
электрическая (теплофикационный режим), МВт	3.25	0.5	34	–	–
тепловая (теплофикационный режим), МВт	18	1.2	81	–	30
Экономические					
Удельные капиталовложения, \$/кВт	9000	9000	2396	1883	1200
Постоянные текущие затраты, \$/кВт/год	37	37	37	37	37
Топливная составляющая, \$/кВт год	420	880	57	43	68.2 (т)

и неопределенности методик расчета топливной составляющей себестоимости для реакторов средней и малой мощности было решено принять топливную составляющую постоянной на всем интервале прогнозирования. Такое предположение представляется вполне оправданным вследствие малого вклада топливной составляющей в себестоимость производства энергии на АСММ.

Норма дисконта в расчетах принята равной 10%. Рост потребностей в энергии – 3 % в год, что соответствует прогнозу роста энергопотребления в целом по республике [7]. Интервал прогнозирования 30 лет. В модель заложены планируемые сроки вывода из эксплуатации региональных энергоисточников.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Поселок Депутатский

Поселок Депутатский⁴ – типичный изолированный потребитель Крайнего Севера. На прилегающих к поселку территориях местные виды топлива и возобновляемые природные энергоресурсы отсутствуют. Атомные станции малой мощности – единственная альтернатива традиционным энергоисточникам (дизельным электростанциям и угольным котельным (рис.1.)). Прогноз цен на органическое топливо для изолированных энергоисточников северных районов республики представлен на рис.2.

Рассмотрим следующие типы установок малой мощности: атомные теплоэлектроцентрали – АБВ-6ММ; САХА-92; атомную станцию теплоснабжения – РУТА тепловой мощностью 30 МВт (табл. 2). По своим энергетическим характеристикам эти объекты удовлетворяют основным требованиям, предъявляемым к энергоисточникам для небольших удаленных потребителей. Они одновременно обеспечивают электро- и теплоснабжение потребителя. При блочном исполнении повышение мощности объекта для больших уровней нагрузок может наращиваться за счет установки дополнительных блоков.

⁴ 70% олова в России производится Депутатским ГОК.

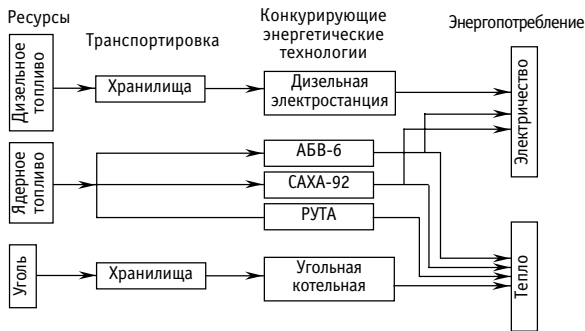


Рис.1. Схема энергоснабжения поселка. Технологии и направления энергопотоков

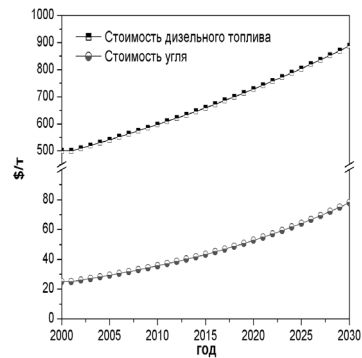


Рис. 2. Прогноз стоимости органического топлива

Динамика развития структуры энергетики приведена на рис.3 и 4. При указанных параметрах расчетов наблюдается изменение структуры электро- и теплоснабжения. В структуру энергоснабжения входят установки малой мощности. Три блока АБВ-6 вводятся в 2005 г. для покрытия потребностей в электроэнергии, вызванных выводом из эксплуатации крупной дизельной станции. По одному блоку вводится в 2017 и 2027 гг. для покрытия перспективных потребностей в электроэнергии.

Основной фактор, влияющий на смену источника электричества, – стоимость дизельного топлива. Высокая топливная составляющая в затратах на производство электричества приводит к тому, что дизельные электростанции оказываются неконкурентоспособными с атомными станциями малой мощности.

Структура теплоснабжения претерпевает меньшие изменения. При параметрах, заложенных в модель, порядка 15% тепла вырабатывается за счет атомной теплоэлектростанции. Высокие капитальные затраты на строительство атомной станции теплоснабжения по сравнению с угольными котельными делают неэффективным использование атомного тепла.

Указанному пути развития энергоснабжения поселка соответствует определенная динамика изменения расхода топлива. Сокращение потребления органического топлива приводит к снижению затрат на его завоз. Полное исключение из оборота дизельного топлива позволяет к концу 2030 г. сэкономить до 1.5 млрд. долл. Экономия на угле, при указанных параметрах расчетов, составляет 11 млн. долл.

Текущие издержки производства тепла и электричества изображены на рис. 5. Издержки производства электричества в варианте «АБВ-6» (производство электричества на установке АБВ-6) ниже на всем рассматриваемом промежутке времени, чем в варианте «ДЭС» (производство электричества на дизельной электростанции). Таким образом, атомные станции малой мощности не имеют альтернативы в сфере производства электричества для удаленных изолированных потребителей Крайнего Севера.

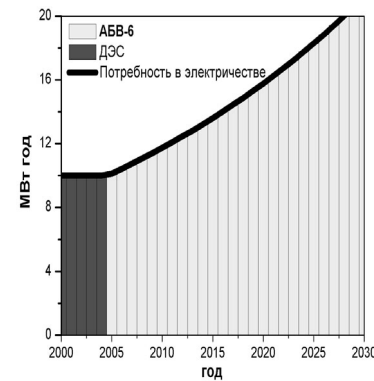


Рис.3. Выработка электричества

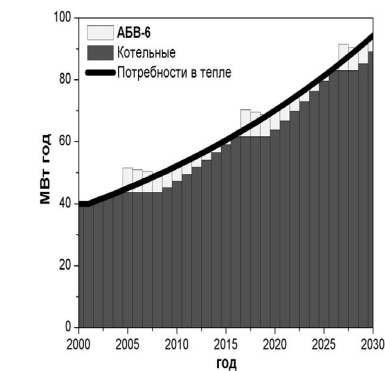


Рис. 4. Выработка тепла

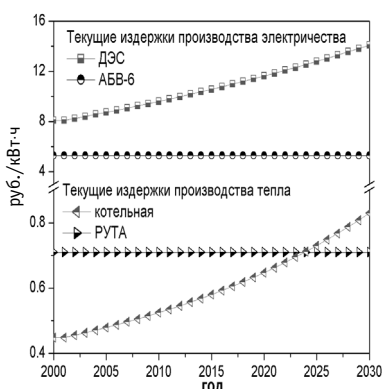


Рис. 5. Текущие издержки

В теплоснабжении ситуация иная. Текущие издержки производства тепла в варианте «котельные» (производство тепла на угольных котельных) в ближайшее десятилетие ниже, чем в варианте «РУТА» (производство тепла на атомной станции теплоснабжения). В следующем десятилетии ситуация меняется.

Южно-Якутский энергетический район

Экономически развитый южный район находится в сфере действия объединенной энергосистемы Дальнего Востока. Производство электричества осуществляется Нерюнгринской и Чульманской ГРЭС суммарной установленной мощностью 618

МВт. Тепло производится муниципальными котельными.

Доставка угля ведется из Нерюнгринского месторождения. В год на разрезе добывается порядка 8 млн. т. угля. Свыше 50% угольной продукции реализуется на рынок стран Азиатско-Тихоокеанского региона.

В настоящее время существует разрыв в ценах на уголь на внешнем и внутреннем рынках (рис. 6). Этот разрыв, как будет показано далее, является стимулирующим фактором для развития малой атомной энергетики в районе, поскольку смена энергоисточника приводит к высвобождению угля из энергопроизводства и получению дополнительной прибыли вследствие возрастания экспорта.

В качестве альтернативы угольным энергоисточникам рассмотрена атомная теплоэлектроцентраль – КЛТ-40 в наземном исполнении и атомная станция теплоснабжения – РУТА тепловой мощностью 30 МВт (рис. 7, табл. 2).

Без учета прибыли от экспорта угля АСММ неконкурентоспособны. Потребности в энергии покрываются за счет наращивания мощностей угольных станций.

Ситуация качественно меняется при учете экспорта угля⁵ (рис. 8). При параметрах, заложенных в модель, 8 блоков КЛТ-40 целесообразно ввести в энергорайон для покрытия перспективных потребностей в электроэнергии и компенсации вывода из эксплуатации в 2012 г. крупной угольной станции.

Тем не менее, производство тепла выгодней осуществлять на угольных котельных по причине больших капитальных затрат на строительство АСТ.

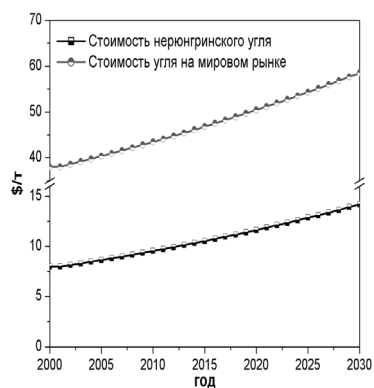


Рис. 6. Прогноз стоимости угля

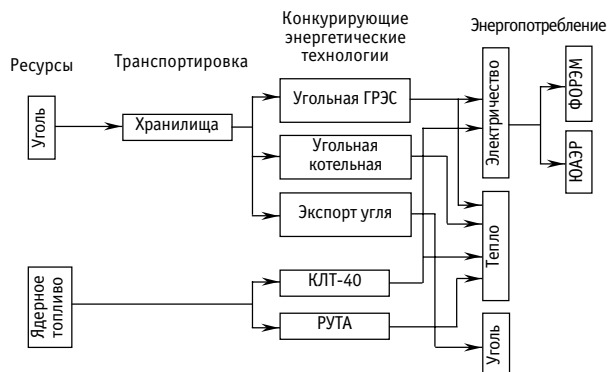


Рис. 7. Схема энергоснабжения района. Технологии и направления энергопотоков

⁵ Экспорт угля описывается средствами MESSAGE как технология с отрицательными переменными затратами. При составлении модели принято допущение, что весь добываемый уголь расходуется на экспорт и на выработку энергии.

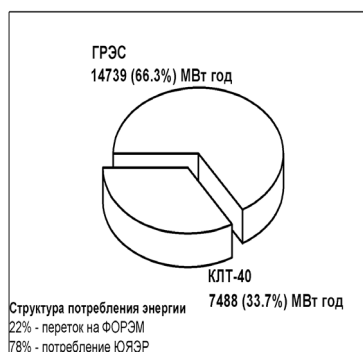


Рис. 8. Кумулятивная выработка электроэнергии

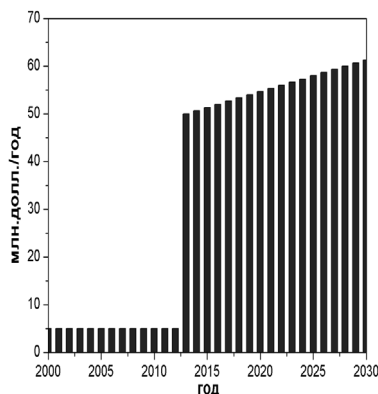


Рис.9. Доход от продажи высвобожденного угля

Доход от продажи высвобожденного угля представлен на рис.9. Упомянутый вывод в 2012 г. из эксплуатации крупной угольной станции и ввод блоков малой мощности компенсирующий возникающий провал, в 10 раз увеличивает прибыль от экспорта угля. Это приводит к тому, что за 30 лет доход района от продажи только лишь высвобожденного угля составит порядка миллиарда долларов.

Структура энергетики оказывается чувствительной к темпу роста цены на экспортируемый уголь. Количество блоков атомной теплоэлектроцентрали, которые целесообразно вводить в районе, как функция темпа роста экспортной цены на уголь изображена на рис.10. Так изменение темпа роста цены на экспортируемый уголь с 1 до 2% в год допускает ввод 7 блоков КЛТ-40.

Качественное поведение графика представляет интерес. При определенной динамике экспортных цен на ресурс становится выгодно для региона развивать энергетику на установках малой мощности. Это приведет в итоге к росту дохода района. Кроме этого следует отметить, что развитие малой атомной энергетики попутно ведет и к улучшению экологической обстановки, и созданию условий для дальнейшего развития добывающей промышленности в районе.

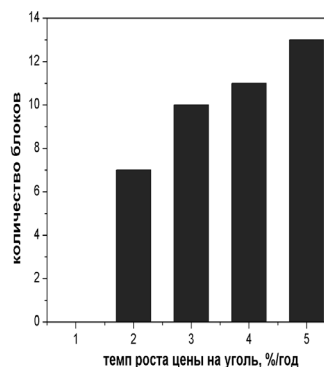


Рис. 10. Влияние темпов роста стоимости угля на полную установленную мощность АСММ

Центрально-Якутский энергетический район

Центрально-Якутский энергетический район обладает значительными запасами угля, газа, древесины, гидроресурсами. По годовому поступлению энергии и количеству солнечных дней допускается использование солнечной энергии для электро- и теплоснабжения.

Как видно, малая атомная энергетика имеет в районе достаточно конкурентов на обеспечение потребностей в электроэнергии. Проведение многовариантных расчетов при различных сценариях роста цен на органическое топливо, набора кандидатов на покрытие энергетических потребностей, их капитальных затрат и других внешних к атомной энергетике факторов, позволяет очертить границы возможного применения и масштаба малой атомной энергетики в районе.

Однако в связи с ограниченными рамками настоящей работы при описании перспективных энергоблоков в районе, было решено принципиально новых технологий не рассматривать и в качестве атомной электростанции малой мощности рассмотреть

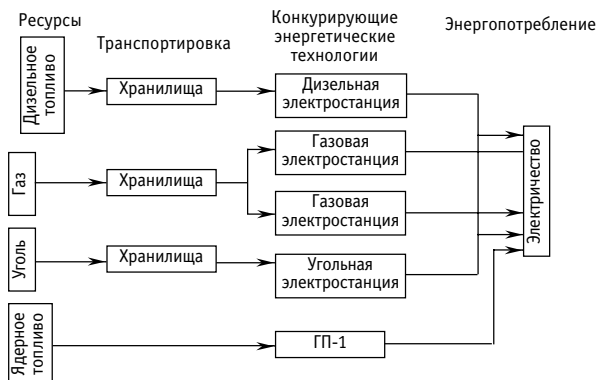


Рис.11. Схема энергоснабжения района. Технологии и направления энергопотоков

только одноцелевую установку – ГП-1 (табл. 2).

Неопределенность прогнозов цен на органическое топливо будет фактором проведения многовариантных расчетов. Это позволит оценить перспективы развития малой атомной энергетики в зависимости от динамики роста цен на органическое топливо. В качестве базового варианта рассмотрим прогноз стоимости органического топлива, приведенный в энергетической стратегии России до 2020 г. и экстраполированный до 2030 г. (рис. 12).

Для такого прогноза роста цен на органическое топливо в ближайшем десятилетии удовлетворение потребностей в электроэнергии района происходит газовыми электростанциями (рис. 13). Кандидаты на покрытие перспективных потребностей в электроэнергии – атомные и угольные станции. Внедрение атомных станций малой мощности в энергорайон представляется целесообразным, начиная с 2020 г. В этом случае полная установленная мощность АСММ не превышает 150 МВт.

В среднем по России темпы роста цен на газ и уголь, в соответствии со стратегией развития энергетики России, будут составлять 5.7 и 4.8 % в год. Для выхода российских цен на газ и уголь к 2030 г. на мировой уровень необходим средний темп роста соответственно 7 и 8% в год. В указанном диапазоне рассмотрим полную установленную мощность АСММ.

Расчеты показали, что мощности вводимых в район атомных станций более чувствительны к темпу роста цен на уголь. Причина этого в том, что конкуренция начинается между атомными и угольными станциями – кандидатами на покрытие перспективных потребностей в электроэнергии, в то время как газовые станции твердо покрывают область современных потребностей в электроэнергии.

При достижении цен мирового уровня к 2030 г. АСММ начинают конкурировать с газовыми станциями уже в этом десятилетии. Полная установленная мощность малой атомной энергетики в этом случае может составить порядка 350 МВт (около сорока процентов от полных потребностей в электроэнергии).

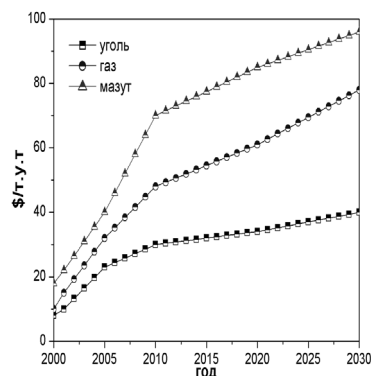


Рис. 12. Прогноз стоимости органического топлива

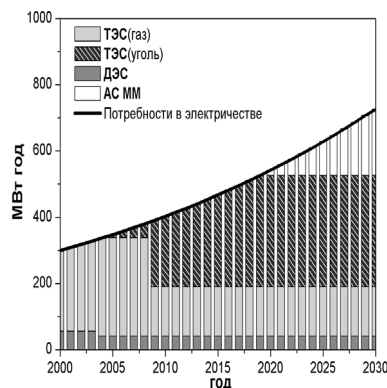


Рис.13. Выработка электричества

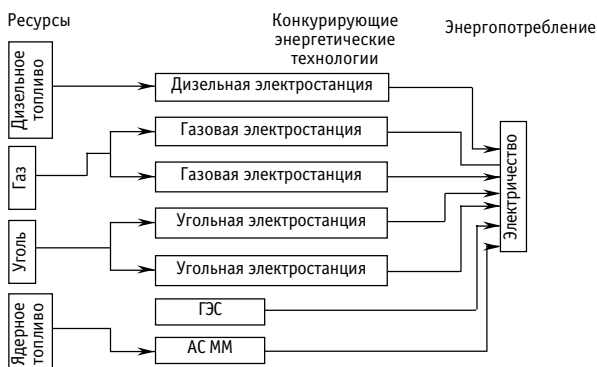


Рис. 14. Схема энергоснабжения республики. Технологии и направления энергопотоков

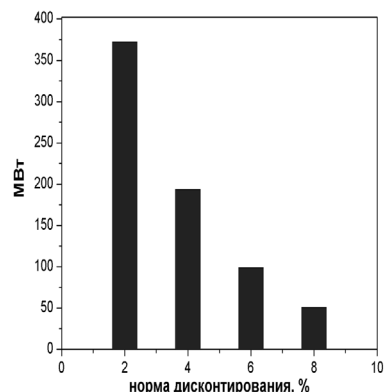


Рис. 15. Влияние нормы дисконта на полную введенную мощность АСММ

Агрегированная модель энергетики республики

Цель рассмотрения энергосистемы региона как целого – проанализировать влияние макроэкономических тенденций на формирование оптимальной структуры энергетики и оценить роль атомной энергетики в решении экологических проблем региона. При составлении агрегированной модели энергетики республики сделано предположение о том, что новые блоки, покрывающие спрос на энергию в будущем по своей ресурсной базе, подобны существующим энергоблокам (рис.14). При проведении расчетов ориентировались на прогноз стоимости органического топлива, приведенный в энергетической стратегии России (рис.12).

Расчеты показывают, что структура энергетики оказывается крайне чувствительной к норме дисконтирования. Полная установленная мощность атомных станций (рассмотрена одноцелевая установка АБВ-6), вошедших в оптимальный план, резко падает с ростом нормы дисконтирования (рис.15). Уже при норме дисконта 10% атомные станции нецелесообразно вводить в энергетику республики. Перспективные потребности в электроэнергии в этом случае выгодней покрывать за счет газовых станций.

При двухпроцентной норме дисконта структура энергетики представлена рис. 16. Из графика видно, что даже при наиболее благоприятных условиях для развития атомной энергетики коренной перестройки структуры энергетики не происходит. Атомные станции малой мощности покрывают перспективные потребности в электроэнергии. Это область изолированных потребителей республики: крупных населенных пунктов и горно-обогатительных комбинатов, поскольку будущие потребности в электроэнергии будут связаны с такими потребителями [6].

Единственным стимулирующим фактором развития малой атомной энергетики в республике с позиций агрегированной модели является экологический фактор. Это вызвано тем, что в настоящее время в республике резко обострились экологические проблемы, в связи с чем затраты на природоохранные мероприятия год от года возрастают, и в скором времени, по мнению экспертов, экологические вопросы будут основными факторами, влияющими на формирование энергетических стратегий развития районов Крайнего Севера [3, 7].

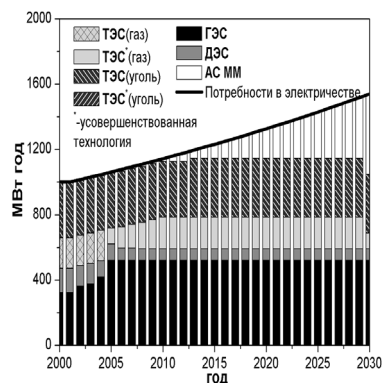


Рис. 16. Структура энергетики

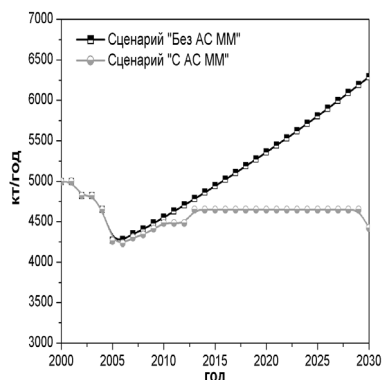


Рис. 17. Выбросы углекислого газа

Расчет выбросов углекислого газа при условии, что имеющая структура энергетики сохранится в будущем, а покрытие перспективных потребностей в электроэнергии осуществляется либо за счет установок малой мощности (сценарий «с АСММ»), либо газовых станций (сценарий «без АСММ») представлен на рис.17.

Уменьшение выбросов до 2005 г. связано с рестройкой структуры энергетики и сменой выбывающих из эксплуатации электростанций новыми, более «чистыми» установками. После 2005 г. наблюдается существенное изменение в динамике выбросов углекислого газа для различных сценариев. В сценарии «без АСММ» происходит их постоянный рост. Это приводит к тому, что в 2030 г.

выбросы возрастут практически в полтора раза по сравнению с современным значением. В сценарии «с АСММ», очевидно, выбросы углекислого газа стабилизируются на современном уровне.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты показали, что существует ряд факторов, определяющих целесообразность применения атомных станций малой мощности в республике. Во-первых, существенное сокращение затрат на завоз органического топлива в регион. В частности показано, что смена источника энергообеспечения типичного изолированного потребителя позволяет к концу 2030 г. сэкономить до 1.5 млрд. долл. за счет полного исключения из оборота дизельного топлива, экономия на угле при этом составит порядка 11 млн. долл. за счет частичного производства тепла на АСММ. Во-вторых, снижение в полтора раза текущих издержек производства электричества при электрообеспечении изолированных отдаленных потребителей Крайнего Севера и стабилизация их на определенном уровне. В-третьих, создание условий для развития горнодобывающей промышленности. На примере Южно-Якутского района показано, что смена энергоисточника приводит к тому, что за 30 лет доход района от продажи только лишь высвобожденного угля составит порядка млрд. долл. В-четвертых, сокращение в полтора раза к 2030 г. ожидаемых объемов выбросов углекислого газа, при условии покрытия всех перспективных потребностей в электроэнергии за счет АСММ.

Авторы выражают свою признательность А.П. Вошинину, Л.С. Смирновой за ценные консультации.

Литература

1. Kuznetsov V. IAEA activities for innovative small and medium sized reactors (SMRS)/ Международная научно-практическая конференция «Малая энергетика-2004»: Труды конференции. – С.135–154.
2. Сергеев Ю.А. Малая атомная энергетика: состояние, перспективы, проблемы//Теплоэнергетика. – 1995. – №5. – С. 6-11.
3. Иванова И.Ю., Тугузова Т.Ф., Попов С.П., Петров Н.А. Малая энергетика Севера: проблемы и пути развития/Под. ред. Б.Г. Санеева. – Новосибирск: Наука. Сибирская издательская фирма РАН, 2002. – 180 с.
4. Попов С.П., Иванова И.Ю., Тугузова Т.Ф. Экономическая оценка и масштабы применения энергоисточников малой мощности для изолированных потребителей/Международная научно-практическая конференция «Малая энергетика-2002»: Труды конференции. – С.200-209.
5. Иванова И.Ю., Попов С.П., Тугузова Т.Ф. Некоторые аспекты экономической эффективности

проектов сооружения объектов малой энергетики/ Международная научно-практическая конференция "Малая энергетика-2003": Труды конференции. – С. 189-200.

6. *Ларионов В.П., Шадрин А.П.* О роли и перспективах применения плавучих АЭС малой мощности на Крайнем Севере/ Международная научно-практическая конференция "Малая энергетика-2004": Труды конференции. – С. 190–200.

7. <http://yakute.elektra.ru/> официальный сайт ОАО АК "Якутэнерго".

8. MESSAGE. User Manual. Draft. October 2003.

9. *Авербах Б.А., Гуреева Л.В., Фатеев С.А.* Техничко-экономические показатели АС ММ и их РУ. Требования, возможности и перспективы/ Международная научно-практическая конференция "Малая энергетика-2002": Труды конференции. – С. 461-463.

Поступила в редакцию 8.11.2005

ОПТИМИЗАЦИЯ РЕЖИМА РАБОТЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В ПЕРЕМЕННОМ СУТОЧНОМ ГРАФИКЕ НАГРУЗКИ С УЧЕТОМ ВОЗМОЖНОСТИ УТИЛИЗАЦИИ ЭНЕРГИИ

А.М. Загребаев

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



Исследованы возможности по оптимизации работы реактора в переменном суточном графике нагрузки с учетом утилизации энергии. В качестве критерия оптимизации рассматривается расход топлива. Изучено влияние параметров реактора и коэффициента полезного действия утилизатора на характер оптимальных режимов. Оценен эффект оптимизации и определены условия целесообразности оптимизации.

Вопросы обеспечения переменных графиков нагрузок с помощью атомных электростанций обсуждались несколько лет назад [1–6]. В настоящее время эта тема вновь становится актуальной [10]. При этом АЭС с реакторами серийных типов (ВВЭР, РБМК) по ряду причин не в состоянии обеспечить переменный суточный график нагрузки в полном диапазоне без серьезного ущерба для экономических показателей и надежности энергоустановки. Допустимый диапазон суточных колебаний мощности и скорость набора нагрузки для этих реакторов значительно ниже, чем требуется по условиям работы энергосистем с разуплотненным графиком нагрузки.

В качестве одного из эффективных решений названной проблемы предполагается создание на базе АЭС энергокомплексов, включающих установки, способные воспринять и полезно использовать избыток энергии, вырабатываемой АЭС в период снижения ее потребления в энергосистеме [7–9]. В качестве устройств, использующих избыточную энергию, могут рассматриваться утилизаторы, обеспечивающие производство другого ценного продукта (водорода, синтетического или жидкого топлива) или энергоснабжение потребителей низкопотенциальным теплом. Не останавливаясь детально на конкретных схемах утилизации энергии, рассмотрим возможности оптимизации работы комплекса «реактор-утилизатор» с точки зрения эффективности использования ядерного топлива.

Физическая предпосылка оптимизации заключается в том, что с одной стороны, если переменный график работы энергосистемы полностью отрабатывается реактором, то это может привести к резервированию дополнительного запаса реактивности, а следовательно, и к увеличенному расходу топлива. С другой стороны, если реактор работает в базовом режиме, а переменный график обеспечивается работой

утилизатора, то можно ожидать, что при низкой эффективности утилизатора также будет иметь место увеличенный расход ядерного топлива. Таким образом, возникает задача об оптимальном режиме работы энергокомплекса.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Имеется ядерный энергоблок номинальной тепловой мощностью W_H [МВт]. Известно, что по условиям работы энергосистемы потребуется эксплуатация этого энергоблока в переменном суточном графике нагрузки. При этом задаются следующие параметры графика нагрузки:

- время работы на пониженной мощности τ [сут];
- уровень пониженной мощности αW_H ($0 \leq \alpha \leq 1$).

Для повышения эффективности работы энергоблока предполагается возможность утилизации части энергии с коэффициентом полезного действия $\eta = Q_A/Q_B$, где Q_A – полезная энергия, отдаваемая утилизатором, Q_B – полная энергия, отпущенная на утилизацию. Каков должен быть режим работы ядерного реактора, чтобы расход топлива на единицу отпущенной потребителю энергии был минимален?

Рассмотрим следующую ситуацию. Пусть в момент времени $t = 0$ мощность реактора снижается до уровня ϵ , где $\alpha \leq \epsilon \leq 1$. Поскольку в систему требуется поставить энергию, соответствующую работе на более низком уровне мощности αW_H , то излишек энергии в количестве $Q = \tau W_H (\epsilon - \alpha)$ передается утилизатору (рис.1). Из этой энергии потребителю будет отпущена часть, равная $Q_A = \eta \tau W_H (\epsilon - \alpha)$. Таким образом, реактор за одни сутки (один цикл) вырабатывает энергию в количестве:

$$Q_p = W_H(1-\tau) + W_H \tau \epsilon,$$

потребителю будет отпущена лишь часть энергии:

$$E_n = W_H \cdot (1-\tau) + \alpha \cdot W_H \cdot \tau + (\epsilon - \alpha) \cdot \eta \cdot \tau \cdot W_H.$$

Расход топлива при работе реактора в таком режиме – G . Эта величина определяется отношением полной энергии, произведенной реактором за сутки, к глубине выгорания топлива:

$$G = \frac{W_H(1-\tau) + W_H \epsilon \tau}{Pt(\epsilon)}.$$

Тогда расход топлива на единицу энергии, отпущенной потребителю,

$$g(\epsilon) = \frac{G}{E_n} = \frac{W_H(1-\tau) + W_H \epsilon \tau}{Pt(\epsilon)[(1-\tau)W_H + \alpha \tau W_H + (\epsilon - \alpha)\eta \tau W_H]}, \tag{1}$$

где $Pt(\epsilon)$ – глубина выгорания топлива при работе реактора в переменном графике нагрузки с ежесуточной разгрузкой до уровня мощности ϵW_H ($\epsilon < 1$).

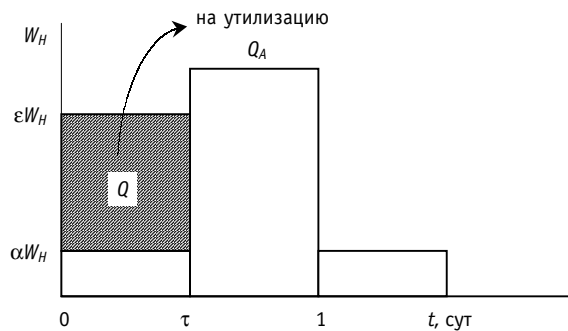


Рис.1. Режим работы энергокомплекса с утилизацией энергии

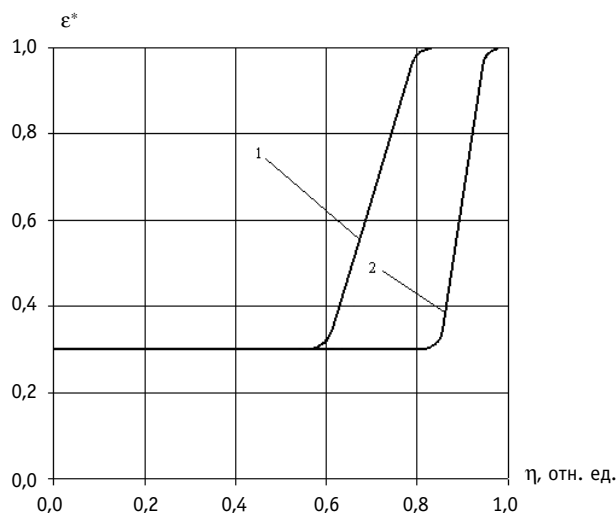


Рис. 2. Зависимость оптимальной степени снижения мощности реактора от КПД утилизатора при различных плотностях потока нейтронов: 1 - $\phi = 5 \cdot 10^{13}$ н/(см²с); 2 - $\phi = 3 \cdot 10^{13}$ н/(см²с)

Глубина выгорания топлива $Pt(\epsilon)$ зависит от резервируемого запаса реактивности, дающего возможность снизить мощность реактора до величины ϵW_H . Для реактора с непрерывной перегрузкой топлива и для корпусных реакторов в конце кампании, между глубиной выгорания топлива и величиной запаса реактивности справедливо соотношение:

$$Pt(\epsilon) = Pt_b - \frac{\Delta p(\epsilon)}{q}, \quad (2)$$

где Pt_b – глубина выгорания топлива при работе реактора в базовом режиме на номинальной мощности [МВт·сут/т U]; q – коэффициент пропорциональности, зависящий от физических свойств активной зоны реактора [т U/МВт·сут]; $\Delta p(\epsilon)$ – запас реактивности на преодоление нестационарного ксенонового отравления при снижении мощности до уровня ϵW_H .

К сожалению, в явном виде зависимость $\Delta p(\epsilon)$ получить не удастся. Однако, можно показать, что данная зависимость с погрешностью не более 3% аппроксимируется функцией вида

$$\Delta p(\epsilon) = \frac{1 - \epsilon}{B\epsilon + C} \frac{\gamma_y}{\nu_f}, \quad (3)$$

где γ_y – выход йода на одно деление; ν_f – среднее число вторичных нейтронов на акт деления; $B = 0,52$ и $C = 0,977$ – константы аппроксимации.

Подставляя эту зависимость в соотношение (2) и (1), получим явный вид минимизируемой функции:

$$g(\epsilon) = \frac{1 - \tau + \epsilon \tau}{\left(Pt_b - \frac{1 - \epsilon}{B\epsilon + C} \frac{\gamma_y}{\nu_f q} \right) (1 - \tau + \alpha \tau + (\epsilon - \alpha) \eta \tau)}. \quad (4)$$

Оптимизационная задача ставится следующим образом: до какого уровня от номинала ϵ^* следует снижать мощность реактора, чтобы при заданных параметрах энергокомплекса (К.П.Д. утилизатора и плотности потока нейтронов в реакторе) расход топлива на единицу отпущенной энергии был минимален?

В математическом плане данная задача относится к классу задач нелинейного программирования:

$$\text{Найти } \min g(\varepsilon) \text{ при ограничении } \alpha \leq \varepsilon \leq 1. \quad (5)$$

АНАЛИЗ ОПТИМАЛЬНОГО РЕЖИМА

Для получения численных результатов был рассмотрен энергоблок со следующими характеристиками (близкими к характеристикам реактора РБМК-1000):

- номинальная тепловая мощность реактора $W_H = 3200$ МВт;
- коэффициент $q = 1,02 \cdot 10^{-5}$, т У/МВт·сут;
- время разгрузки $\tau = 1/3$, сут.

Константы аппроксимации B и C однозначно определяются уровнем плотности потока нейтронов. Ниже рассматривались следующие варианты:

$$1) \varphi = 5 \cdot 10^{13} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}; 2) \varphi = 3 \cdot 10^{13} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$$

Зависимость оптимальной степени снижения мощности энергоблока от КПД утилизатора при $\alpha = 0,3$ и соответствующих φ показана на рис. 2. Из результатов, представленных на рис. 2, следует, что при КПД утилизатора менее 60% – оптимально вообще от него отказаться и обрабатывать переменный суточный график нагрузки путем соответствующего изменения мощности реактора. Напротив, если предполагается использовать утилизатор с КПД более 80%, то оптимальным режимом является базисный режим работы реактора с передачей всего излишка вырабатываемой энергии на утилизатор. Если КПД утилизации находится в пределах 60-80%, то оптимальным является режим с частичной разгрузкой энергоблока и частичной утилизацией энергии.

Ход кривой $\varepsilon^*(\eta)$ имеет простое физическое объяснение. С ростом η увеличивается доля полезной энергии при утилизации Q_A , поэтому выгодно передавать больше энергии на утилизацию. С увеличением плотности потока нейтронов растет запас реактивности на компенсацию ксенонового отравления и снижать уровень мощности в реакторе становится менее выгодным (ε^* растет).

Об эффективности оптимизации режима работы энергокомплекса «реактор – утилизатор энергии» можно судить по величине:

$$S = \frac{g_{\max} - g_{\text{опт}}}{g_{\max}} \cdot 100\%,$$

где g_{\max} – максимальный удельный расход топлива для обработки переменного графика нагрузки «антиоптимальным» способом; $g_{\text{опт}}$ – минимальный удельный расход топлива при оптимальном уровне снижения мощности.

Величина S зависит от таких параметров как номинальная плотность потока нейтронов в реакторе, КПД утилизации, времени работы на пониженной мощности и уровня снижения мощности. Расчеты показывают, что эффективность при различных КПД и потоках изменяется от 0,2 до 7%. При этом для энергокомплекса с параметрами, близкими к реально возможному ($\varphi \approx (5 \div 7) \cdot 10^{13} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$; $\eta = 60 \div 80\%$), оптимальным является компромиссный режим, при этом эффект от оптимизации составляет величину 0,2–0,3%.

Автор считает своим приятным долгом выразить признательность профессору В.И. Наумову за интерес к работе и полезные замечания.

Литература

1. Жимерин Д.Г. Энергетика: настоящее и будущее. – М.: Знание, 1978. – 182 с.
2. Доллежал Н.А., Мелентьев Л.А. Роль ядерно-энергетической системы в топливно-энергетическом комплексе СССР//Вестник Академии наук СССР. – 1976. – № 11. – С. 57-61.
3. Лепешинский И.Н., Гуськов С.В. К вопросу о привлечении атомных электростанций к регулированию графиков нагрузки энергообъединений//Известия вузов СССР. Энергетика. – 1981. – № 5. – С. 3-8.
4. Мелентьев Л.А. Оптимизация развития и управления больших систем энергетики. – М.: Высшая школа, 1982. – 320 с.
5. Иванов В.А., Ремжин Ю.И., Щедров В.Б. Основные направления развития атомной энергетики//Известия вузов СССР. Энергетика. – 1979. – № 5. – С. 44-49
6. Алещенков Г.И., Баканов А.В., Зверева Г.А. Энергетические блоки с ядерными реакторами на докритические и сверхкритические параметры пара для работы в полупиковой области нагрузок энергосистем/ В кн. Опыт эксплуатации АЭС и путь дальнейшего развития атомной энергетики. – Обнинск: ФЭИ, 1974. – Т. 2. – С. 99-109.
7. Болдырев В.М. и др. Маневренные АЭС с аккумуляторами тепла//Атомная энергия. – 1982. – Т. 51. – С.153-157.
8. Воронков М.Е., Саргсян Р.М., Чаховский В.М. Аккумуляторы тепла в энергетике// Атомная техника за рубежом. – 1980. – № 9. – С.3-10.
9. Бурилович В.А. К вопросу аккумуляции тепловой энергии и получении дополнительной работы на атомных электростанциях//Известия вузов СССР. Энергетика. – 1982. – № 10. – С.105-108.
10. Сорокин Н.М., Черкашов Ю.М., Черников О.Г. Опыт эксплуатации АЭС с реакторами РБМК/ Международная научно-техническая конф. «Канальные реакторы: проблемы и решения» (Москва – Курчатов, 19-22 октября 2004 г.): Тез. докладов. – М., 2004.

Поступила в редакцию 17.06.2005

О ВОЗМОЖНОСТИ ИДЕНТИФИКАЦИИ АНОМАЛИИ В СОСТОЯНИИ НАСОСОВ ВЫСОКОГО И НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИСПЫТАНИЙ НА АЭС С ВВЭР

С.Т. Лескин, В.В. Корнилова

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



Обсуждаются вопросы применения метода главных компонент для выявления причин аномальных состояний насосов высокого и низкого давления САВБ на АЭС с ВВЭР. На основании выбранной модели преобразования пространства получены закономерности влияния информативных параметров, описывающих динамику поведения насосов, на итоговое распределение признаков в пространстве главных компонент. Выявлены параметры, обусловившие возникновение аномалий в поведении насосов. Представлены результаты обработки данных четвертого блока Балаковской АЭС.

ВВЕДЕНИЕ

Вопрос оценки насосного оборудования имеет актуальное значение на АЭС с реактором типа ВВЭР. Процент отказов насосов на ядерных установках данного типа составляет около 6% от общего числа нарушений [1]. В то же время проведение профилактических мероприятий по фактическому состоянию объекта до пяти раз снижает расходы на ремонты и ущербы от перерывов энергоснабжения [2], поэтому желательно точно знать состояние оборудования и прогнозировать его на время, необходимое на подготовку к ремонту.

Оценка состояния насосов системы аварийного ввода бора (САВБ) высокого и низкого давления на АЭС с ВВЭР имеет свои особенности, затрудняющие решение подобной задачи. Традиционно контроль состояния насосов САВБ проводится посредством периодических испытаний, в ходе которых производятся измерения ряда технологических параметров. Вывод о необходимости ремонта делается по принадлежности полученных данных установленному регламенту диапазону значений, либо насос выводится в ремонт в соответствии с планом. Таким образом, для своевременного обнаружения аномалии в состоянии насоса испытания необходимо проводить как можно чаще. Проблема заключается в том, что каждый запуск насоса приводит к уменьшению его ресурса. Фактически выход из строя насосов САВБ происходит именно вследствие испытаний.

Подобный подход к оценке состояния оборудования имеет также существенный

© С.Т. Лескин, В.В. Корнилова, 2005

недостаток: в большинстве случаев он эффективен только на конечной стадии развития аномалии, когда измеряемые параметры имеют заметные отклонения от регламентированных значений. Однако при зарождении дефекта отдельные технологические параметры уже содержат скрытую информацию о начале развития аномального процесса. Следовательно, если набор измеряемых параметров подвергнуть такому преобразованию, которое позволит выделить эту информацию и представить в явном виде ее закономерности, то можно установить наличие и оценить характер дефекта на ранней стадии его развития.

При решении задачи диагностирования состояние исследуемого объекта определяется множеством технологических параметров различной физической природы. В данном случае наиболее эффективно использование статистической модели представления измерений [3]. В качестве параметров, по которым оценивается состояние насосов, используются участки кривых, отображенных по энтропии [4].

Выбранный таким образом комплекс информативных параметров (компоненты информативного вектора), строго говоря, не является эффективным. Отдельные параметры могут быть взаимосвязанными или находиться в функциональной зависимости, что приводит к дублированию информации. Другая часть параметров имеет незначительный разброс значений и, следовательно, является «шумом», затрудняющим оценку состояния объектов. Наиболее оптимальным представлением признакового пространства, позволяющим выявить закономерности зарождения и развития аномалии, является пространство главных компонент (разложение Карунена-Лоева) [5, 6].

АЛГОРИТМ ИДЕНТИФИКАЦИИ АНОМАЛИИ

Представление k -го измерения в пространстве главных компонент имеет вид:

$$y_i^{(k)} = C_i^T X^{(k)}, \quad i = (1, N), \quad (1)$$

где N – количество главных компонент; $C_i^T = [c_i^{(1)} \dots c_i^{(M)}]$ – собственный вектор корреляционной матрицы комплекса информативных параметров, определяющий направление i -ой главной компоненты (M – количество параметров); $X^{(k)} = [x_1^{(k)} \dots x_M^{(k)}]^T$ – вектор информативных параметров k -го измерения; $Y^{(k)} = [y_1^{(k)} \dots y_N^{(k)}]$ – вектор главных компонент k -го измерения.

Эффективность представления информации в пространстве главных компонент для i -ой компоненты вектора $Y^{(k)}$ определяется соответствующим собственным значением. Если собственные значения упорядочены в порядке убывания:

$$\lambda_1 > \lambda_2 > \dots > \lambda_N > 0, \quad (2)$$

то собственные векторы должны быть ранжированы соответствующим образом.

При соблюдении условия (2) первые две главные компоненты в большинстве случаев содержат около 90% информации. Таким образом, если разложение Карунена-Лоева позволит выделить в пространстве, образованном этими компонентами, некоторый класс состояний, отличных от состояний большинства объектов, то наиболее вероятно предположить, что выделенные состояния являются аномальными.

Для идентификации особенностей состояния оборудования необходимо проанализировать факторы, влияющие на разброс измерений в пространстве главных компонент.

Введем понятие весового вектора информативного параметра:

$$C^{(j)} = [c_1^{(j)} \dots c_N^{(j)}], \quad j = (1, M), \quad (3)$$

компонентами которого являются элементы матрицы преобразования (1).

В явном виде связь между рассматриваемыми пространствами можно описать положением весов информативных параметров в новой системе координат. Чем ближе ориентирован весовой вектор информативного параметра к направлению i -ой главной компоненты, тем в большей степени положение i -ой главной компоненты обусловлено разбросом измерений по данному параметру, а в предельном случае, когда компонента совпадает с весовым вектором параметра, полностью определяется этим разбросом.

Таким образом, поставленную задачу можно разделить на два этапа: оценка влияния информативных параметров на расположение главных компонент и определение вклада каждой компоненты в разброс измерений.

Для решения обозначенной задачи воспользуемся теорией нечетких множеств [7]. Представим факторы, влияющие на разброс измерений в пространстве главных компонент, в виде следующих совокупностей:

$\mathbf{X} = \{X_1, \dots, X_M\}$ – множество информативных параметров;

$\mathbf{C} = \{C_1, \dots, C_N\}$ – множество базисных векторов преобразования (главных компонент);

$\tilde{\mathbf{Y}} = \{\tilde{Y}^{(1)}, \dots, \tilde{Y}^{(n)}\}$ – подмножество векторов (измерений), которые выделены как аномальные в пространстве главных компонент (n – количество аномальных состояний насосов), $\tilde{\mathbf{Y}} \subset \mathbf{Y}$, где $\mathbf{Y} = \{Y^{(1)}, \dots, Y^{(n)}\}$ – множество измерений в пространстве главных компонент.

Для каждой компоненты $C_i \in \mathbf{C}$ и каждого параметра $X_j \in \mathbf{X}$ можно определить нечеткое отношение R_1 : «параметр X_j влияет на ориентацию компоненты C_i относительно исходной системы координат». Исходя из условий задачи, функция принадлежности для такого нечеткого отношения определяется следующим образом:

$$\mu_{R_1}(X_j, C_i) = c_i^{(j)}. \quad (4)$$

С другой стороны, для каждой компоненты $C_i \in \mathbf{C}$ и каждого измерения $\tilde{Y}^{(k)} \in \tilde{\mathbf{Y}}$ можно задать нечеткое отношение R_2 : «компонента C_i определяет разброс измерений $\tilde{Y}^{(k)}$ в пространстве главных компонент». В качестве функции принадлежности для нечеткого отношения R_2 выберем величину:

$$\mu_{R_2}(C_i, \tilde{Y}^{(k)}) = \frac{\tilde{Y}_i^{(k)}}{\sqrt{\sum_{i=1}^N [\tilde{Y}_i^{(k)}]^2}}. \quad (5)$$

Для определения нечеткого отношения $R_1 \cdot R_2$ воспользуемся принципом композиции двух отношений [8]:

$$\mu_{R_1 \cdot R_2}(X_j, \tilde{Y}^{(k)}) = \max_C [\min(\mu_{R_1}(X_j, C_i), \mu_{R_2}(C_i, \tilde{Y}^{(k)}))], \quad (6)$$

где $\mu_{R_1 \cdot R_2}(X_j, \tilde{Y}^{(k)})$ характеризует влияние параметра X_j на разброс измерений $\tilde{Y}^{(k)}$ в пространстве главных компонент.

Таким образом, на множестве $\tilde{\mathbf{Y}}$ можно определить M нечетких множеств

$A_j = \{\tilde{Y}^{(k)}, \mu(X_j, \tilde{Y}^{(k)})\}$, каждое из которых характеризует влияние j -го информативного параметра на принадлежность измерений $\{\tilde{Y}^{(k)}\}$ классу состояний, выделенных как аномальные.

Пусть m – количество технологических параметров. Тогда множество X можно разбить на m взаимно непересекающихся подмножеств $\{X_{j \in t}\}$, $t = (1, m)$, где $X_{j \in t}$ – информативный параметр, характеризующий разбросы измерений t -го технологического параметра. Соответственно нечеткое множество:

$$B_t = A_{j \in t}^{(1)} \cap A_{j \in t}^{(2)} \cap \dots \quad (8)$$

будет описывать влияние t -го технологического параметра на разброс измерений в пространстве главных компонент в области аномалии.

РЕЗУЛЬТАТЫ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ

Для преобразования в пространство главных компонент использовались результаты испытаний насосов высокого и низкого давления Балаковской АЭС. Технологические параметры, измеряемые в процессе периодических испытаний насосов, а также количество описывающих их информативных параметров [4] представлены в табл. 1.

Таблица 1

Обозначение технологического параметра	Наименование технологического параметра	Количество информативных параметров	
		Насосы высокого давления	Насосы низкого давления
F01	Расход	3	2
P01	Давление во всасывающем трубопроводе	3	2
P02	Давление в напорном трубопроводе	—	2
T04	Температура 1-го подшипника	—	3
T05	Температура 2-го подшипника	—	3
T06	Температура 4-го подшипника	—	3
T07	Температура 3-го подшипника	—	3
T08	Температура за гидроплатой	—	3

Анализ данных испытаний насосов высокого давления

Отображение весов информативных параметров в пространство первых двух главных компонент для насосов высокого давления представлено на рис. 1. Из рисунка видно, что разброс измерений в направлении первой главной компоненты определяет давление во всасывающем трубопроводе (параметр P01), а на разброс измерений в направлении второй главной компоненты влияет расход насоса (параметр F01).

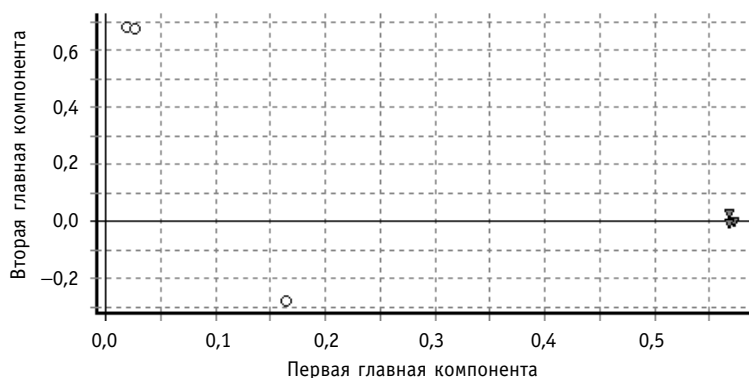


Рис. 1. Отображение весов информативных параметров в пространство первых двух главных компонент для насосов высокого давления: ○ – веса параметра F01; ▼ – веса параметра P01

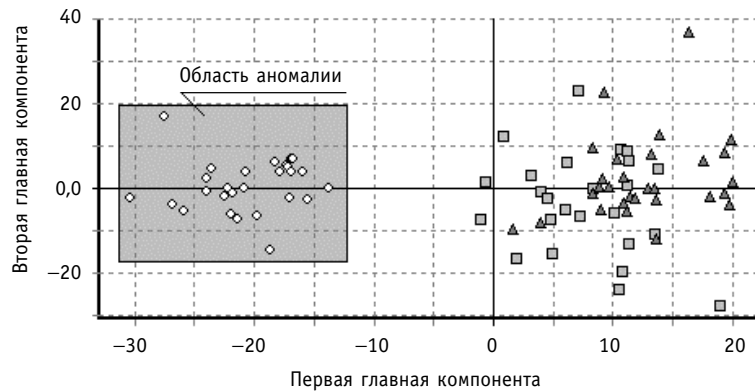


Рис. 2. Результаты испытаний насосов высокого давления в пространстве первых двух главных компонент: ■ – испытания насоса TQ14D01; ○ – испытания насоса TQ24D01; ▲ – испытания насоса TQ34D01

Результаты испытаний насосов высокого давления в пространстве первых двух главных компонент представлены на рис. 2. Обращает на себя внимание состояние насоса TQ24D01, существенно отличающееся от остальных в направлении первой главной компоненты. Сопоставление рис. 1 и 2 позволяет предположить, что признаком, определившим особенность поведения этого насоса, является параметр P01.

Это предположение подтверждают результаты вычисления функций принадлежности для нечетких множеств V_{F01} и V_{P01} . Были проведены два варианта расчета: в первом случае для вычисления функции принадлежности ограничивались рассмотрением только первых двух главных компонент, а во втором случае расчет проводился по всем главным компонентам. В итоге было получено, что для всех измерений, которые образуют область аномалии, $V_{F01} \subset V_{P01}$ для обоих вариантов расчета.

Для наглядного сравнения влияния технологических параметров на разброс измерений в области аномалии воспользуемся процентным соотношением:

$$F(t) = \frac{\sum_{k=1}^n \mu_{B_t}}{\sum_{k=1}^n \mu_{B_t^{\max}}} \cdot 100\%, \quad (9)$$

где $\mu_{B_t^{\max}}$ – функция принадлежности нечеткого множества параметра, который оказывает преобладающее влияние на разброс измерений в выделенной области (рис. 2).

Результаты расчета $F(t)$ показаны на рис. 3, из которого видно, что влияние параметра P01 на разброс измерений в области аномалии значительно выше, чем влияние параметра F01 для обоих случаев расчета.

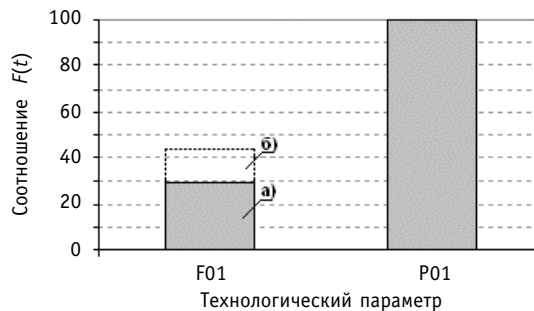


Рис. 3. Результаты расчета $F(t)$ для насосов высокого давления: а) для первых двух главных компонент; б) для всех главных компонент

раметра F01 во втором случае по сравнению с расчетом по первым двум главным компонентам незначительно и объясняется небольшим вкладом остальных главных компонент.

Таким образом, результаты расчета позволяют сделать вывод, что при оценке состояния насоса TQ24D01 в первую очередь следует обратить внимание на работоспособность датчика давления во всасывающем трубопроводе, а при его исправности провести анализ работы элементов оборудования, влияющих на гидравлические характеристики насоса.

Анализ данных испытаний насосов низкого давления

Отображение весов информативных параметров в пространство первых двух главных компонент для насосов низкого давления представлено на рис. 4. Из рисунка видно, что основной вклад в разброс измерений в направлении первой главной компоненты вносит группа параметров T04, T05, T06 и T07 (температуры подшипников), а разброс измерений в направлении второй главной компоненты обусловлен влиянием гидродинамических параметров F01, P01 и P02.

Результаты испытаний насосов низкого давления в пространстве первых двух главных компонент представлены на рис. 5. Заметно, что в состоянии насоса TQ33D01

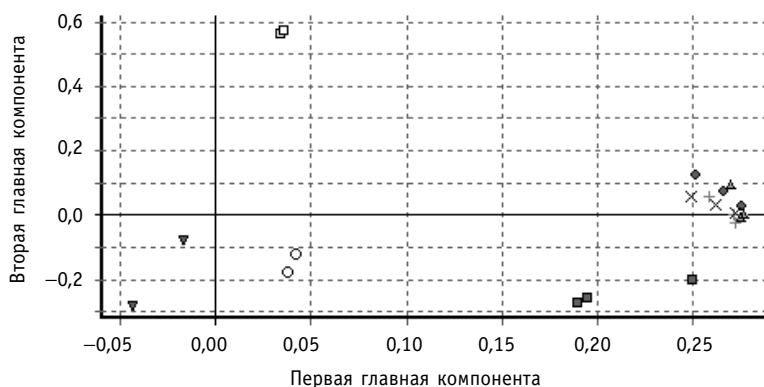


Рис. 4. Отображение весов информативных параметров в пространство первых двух главных компонент для насосов низкого давления: ○ – веса параметра F01; ▽ – веса параметра P01; □ – веса параметра P02; ▲ – веса параметра T04; ◆ – веса параметра T05; × – веса параметра T06; + – веса параметра T07; ■ – веса параметра T08

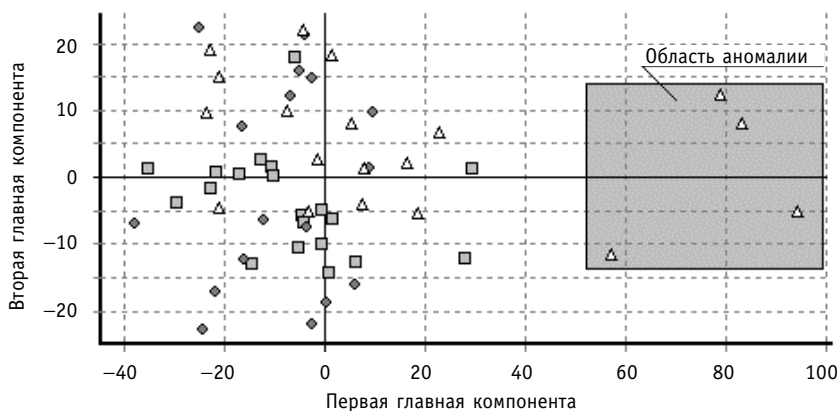


Рис. 5. Результаты испытаний насосов низкого давления в пространстве первых двух главных компонент: ■ – испытания насоса TQ13D01; ◆ – испытания насоса TQ23D01; △ – испытания насоса TQ33D01

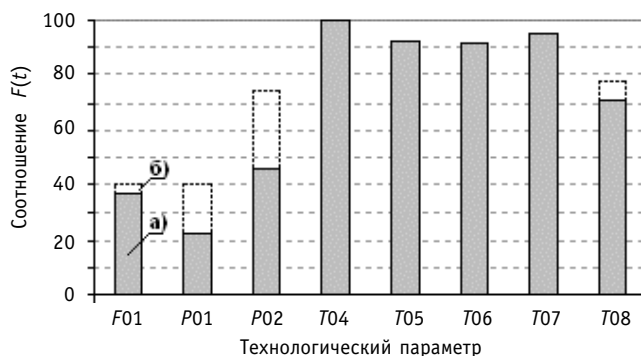


Рис. 6. Результаты расчета $F(t)$ для насосов низкого давления: а) для первых двух главных компонент; б) для всех главных компонент

имеется особенность в направлении первой главной компоненты. Сопоставив рис. 4 и 5, можно сделать предположение, что выделенные состояния насоса TQ33D01 обусловлены температурами подшипников.

Действительно, согласно результатам расчета функций принадлежности, в аномальной области преобладает влияние параметра T04 для обоих вариантов вычислений (с учетом только двух первых и всех главных компонент).

Значения величины $F(T)$ представлены на рис. 6, из которого видно, что температуры подшипников образуют тесно взаимосвязанную группу, которая оказывает определяющее влияние на разброс измерений в области аномалии. Следовательно при ревизии насоса TQ33D01, в первую очередь, необходимо обратить внимание на состояние подшипников.

ВЫВОДЫ

Разработан алгоритм диагностики состояния насосов САВБ, который позволяет распознавать аномалию в поведении насоса на ранней стадии ее развития. В основе алгоритма лежит преобразование Карунена-Лоева, которое дает возможность провести визуальный анализ разбросов измерений при минимальной ошибке представления данных в новой системе координат.

Определение технологических параметров, в которых проявляется аномалия в состоянии насосов, осуществляется с использованием теории нечетких множеств.

Результаты анализа показали:

- наличие аномалии в состоянии насоса высокого давления второго канала, связанное с работоспособностью датчика давления, либо с состоянием элементов оборудования, влияющих на гидравлические характеристики насоса;
- наличие особенности в поведении насоса низкого давления третьего канала, по всей видимости, связанное с состоянием подшипников.

Литература

1. Антонов Б.В. Итоги эксплуатации АЭС в России в 1995 г. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – № 3. – С. 4–10.
2. Копьев Ю.В. Экспресс-анализ работы АЭС России за первое полугодие 2000 г. – М.: Концерн «Росэнергоатом».
3. Лескин С.Т., Зарюгин Д.Г. Разработка алгоритмов распознавания состояния оборудования АЭС по анализу данных оперативного технологического контроля // Научные исследования в области ядерной энергетики в технических вузах России. – М.: МЭИ, 1999.
4. Лескин С.Т., Валуев В.В. Применение метода главных компонент для диагностики насосов высокого и низкого давления по результатам испытаний в процессе эксплуатации АЭС с ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 4. – С. 38–45.

5. *Загоруйко Н.Г.* Методы распознавания и их применение. – Советское радио, 1972.
6. *Фукунага К.* Введение в статистическую теорию распознавания образов. – М.: Наука, 1979.
7. *Беллман Р., Заде Л.* Вопросы принятия решений в расплывчатых условиях // Вопросы анализа и процедуры принятия решений. – М.: Мир, 1976.
8. *Домарев В.В.* Безопасность информационных технологий. Системный подход. – К.: ДиаСофт, 2004.

Поступила в редакцию 26.09.2005

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЕРВОЙ ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ БЛОКА №2 ХМЕЛЬНИЦКОЙ АЭС С ТВСА НА ЭТАПЕ ФИЗИЧЕСКОГО И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПУСКА

Э.С. Сааков*, В.П. Дерий*, А.М. Яковлев*, А.А. Кормилицын*,
А.В. Клепов**, М.Х. Гашев**, Ю.А. Крайнов***, В.И. Чмыхун***,
В.В. Сарбуков***, О.В. Лебедев****, В.В. Макеев****,
А.Ю. Беляков****

* ФГУП «Атомтехэнерго», г. Мытищи

** Хмельницкая АЭС, г. Нетешин, Украина

*** РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва

**** Волгодонская АЭС, г. Волгодонск



В работе представлены результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик первой топливной загрузки энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС с тепловыделяющими сборками альтернативной конструкции (ТВСА) на этапах физического и энергетического пуска. Полученные экспериментальные данные могут быть использованы для корректировки констант и компьютерных программ, применяемых для расчетного моделирования топливных циклов при проектировании и эксплуатации энергетических ядерных реакторов.

Безопасность пуска и последующей эксплуатации ядерного реактора возможны только при знании его нейтронно-физических характеристик с точностью, удовлетворяющей требованиям правил ядерной безопасности и теплотехнической надежности активной зоны [1–3].

Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов осуществляется как при вводе в эксплуатацию новых, так и после очередной перегрузки топлива действующих энергоблоков АЭС [7,8]. Цель таких исследований – экспериментальное подтверждение безопасности эксплуатации реакторной установки (РУ), правильности выполненных нейтронно-физических расчетов реакторов, а также получение экспериментальных данных для корректировки констант и компьютерных программ, используемых для расчетного моделирования топливных циклов при проектировании и эксплуатации энергетических ядерных реакторов. В техническом обосновании безопасной эксплуатации должны быть представлены расчетные значения НФХ реактора при стационарной работе энергоблока АЭС, в пере-

© Э.С. Сааков, В.П. Дерий, А.М. Яковлев, А.А. Кормилицын, А.В. Клепов, М.Х. Гашев, Ю.А. Крайнов, В.И. Чмыхун, В.В. Сарбуков, О.В. Лебедев, В.В. Макеев, А.Ю. Беляков, 2005

ходных динамических режимах, при протекании проектных аварий.

Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик реакторов проводится на минимально контролируемом уровне мощности (МКУ) и энергетических уровнях мощности. В соответствии с [1] значения коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя и топлива, по мощности реактора не должны быть положительными, а барометрический – отрицательным во всем диапазоне изменения параметров при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. Именно эти характеристики активной зоны (их величина и особенно знак) в большей степени определяют внутреннюю безопасность ядерного реактора.

Экспериментальное определение эффективности органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) проводится для подтверждения выполнения требований, предъявляемых к органам СУЗ:

- эффективность органов СУЗ и скорость высвобождения реактивности должны исключать возможность возникновения неконтролируемого разгона мощности реактора;
- скорость ввода отрицательной реактивности в аварийных режимах должна обеспечивать прекращение цепной реакции деления в реакторе в минимально короткое время;
- обеспечение эффективной компенсации изменений реактивности, связанных с регулированием мощности;
- обеспечение компенсации температурного и мощностного эффектов реактивности; при сбросе мощности до нуля система СУЗ должна обеспечить необходимую подкритичность в горячем остановленном реакторе (с учетом возможного застревания наиболее эффективного ОР в верхнем положении).

В связи с замечаниями по надежности активных зон, связанными с искривлениями ТВС в процессе эксплуатации и для улучшения технико-экономических показателей ядерного топлива, была разработана тепловыделяющая сборка альтернативной конструкции (ТВСА) с улучшенными характеристиками для использования в активных зонах реактора ВВЭР-1000.

При разработке концепции альтернативной ТВС (ТВСА) главное внимание было направлено на сведение к минимуму отрицательных последствий термомеханического и радиационного воздействий на геометрическую стабильность ТВСА. Конструкция альтернативной сборки занимает в определенной степени промежуточное положение между чехловыми ТВС реактора ВВЭР-1000 пятого энергоблока Нововоронежской АЭС и штатными бесчехловыми ТВС серийного реактора ВВЭР-1000.

В конструкции ТВСА реализованы следующие технические решения:

- введен постоянно действующий силовой каркас;
- применены оптимизированные дистанционирующие решетки (ДР), обеспечивающие уменьшенное взаимодействие в паре «ТВЭЛ-ячейка ДР»;
- обеспечена «однородность» ТВСА за счет использования на высоте активной части ТВСА конструкционных материалов одного класса (циркониевые сплавы);
- в качестве материала уголков каркаса и направляющих каналов (НК) применен циркониевый сплав Э635, обладающий повышенными по сравнению со сплавом Э110, механическими свойствами и радиационной стойкостью;
- направляющие каналы (НК) имеют возможность терморadiационного роста, независимо друг от друга, а осевая нагрузка распределяется на все 18 НК за счет применения головки специальной конструкции и обеспечения зазора между НК и ячейками ДР.

Топливная загрузка 2 блока Хмельницкой АЭС (см. рис.1) принята в качестве го-

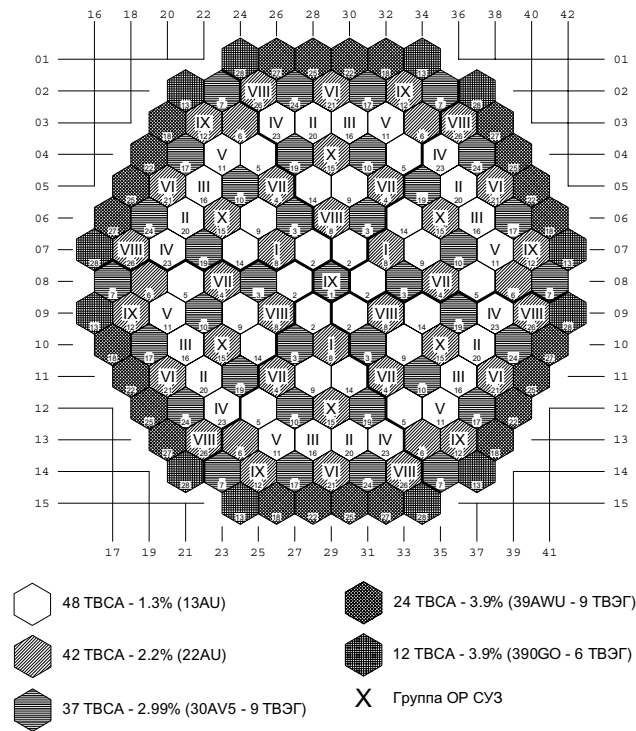


Рис. 1. Картограмма первой топливной загрузки

ловной, т.к. сформирована полностью из ТВСА.

В процессе физического пуска второго энергоблока Хмельницкой АЭС были выполнены следующие исследования:

- проверка симметричности загрузки активной зоны;
- измерение температурного и барометрического (плотностного) коэффициентов реактивности при критических концентрациях борной кислоты в реакторе, соответствующих различным положениям в активной зоне групп ОР СУЗ;
- определение дифференциальной и интегральной эффективности групп ОР СУЗ и коэффициентов реактивности по концентрации борной кислоты;
- измерение мощностного эффекта реактивности и тарировка измерителей нейтронной мощности реактора до 1% номинальной;
- эффективность аварийной защиты, а также эффективность аварийной защиты с имитацией застревания одного наиболее эффективного ОР СУЗ с последующим его добросом.

Измерение и регистрация параметров РУ в ходе экспериментов осуществлялись с помощью штатных средств и специализированного измерительного комплекса (СИК), разработанного в РНЦ «Курчатовский институт». В состав специализированного измерительного комплекса входили:

- система токовых измерений (СТИ-3);
 - персональная электронная вычислительная машина (ПЭВМ) типа IBM PC.
- СТИ-3 содержит:
- три независимых канала, связанных с ионизационными камерами;
 - четыре независимых гальванически развязанных канала нормализованных сигналов напряжения, обеспечивающих сбор информации о технологических параметрах;
 - три независимых высоковольтных источника питания ионизационных камер;

- источник питания системы.

Программное обеспечение СИК для ПЭВМ разработано в среде Delphi 6, работает под управлением операционной системы Windows 95/98/2000/NT, позволяет осуществлять сбор, обработку и представление данных в цифровом и графическом виде с частотой 10 Гц, сохраняет данные на диске, обладает возможностью просмотра накопленных данных.

На вход СТИ-3 (в зависимости от проводимых испытаний) поступали сигналы следующих параметров:

- токи ионизационных камер (три канала в диапазоне 10^{-12} – 10^{-3} А);
- температура теплоносителя в активной зоне (входная, средняя и т.д., в зависимости от коммутированного сигнала);
- давление в 1 контуре;
- положение ОР СУЗ;
- концентрация борной кислоты в теплоносителе первого контура;
- уровень в компенсаторе давления;
- давление в ГПК.

Все поступающие на вход указанного преобразователя сигналы регистрировались с помощью ПЭВМ.

Для измерения нейтронного потока и реактивности использовались ионизационные камеры типа КНК-4, расположенные в резервных каналах №№ 4, 14 и 24 на высотной отметке соответствующей центру активной зоны.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПРИ РАБОТЕ РЕАКТОРА НА МИНИМАЛЬНО КОНТРОЛИРУЕМОМ УРОВНЕ МОЩНОСТИ

На минимально контролируемом уровне мощности на втором энергоблоке Хмельницкой АЭС были выполнены следующие исследования:

- определение значений температурного и барометрического (плотностного) коэффициентов реактивности при различных критических концентрациях борной кислоты в реакторе, соответствующих различным положениям в активной зоне групп ОР СУЗ;
- определение асимметрии размножающих свойств активной зоны (эффективностей отдельных органов СУЗ при практически свободной от поглотителей активной зоне);
- определение интегральных и дифференциальных характеристик (эффективностей) 10,9,8 групп ОР СУЗ при их погружении в активную зону в штатной последовательности с передачей движения и извлечение из активной зоны без передачи группового движения ОР СУЗ¹;
- определение коэффициентов реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе при различных состояниях активной зоны;
- определение эффективности аварийной защиты (АЗ) без одного, наиболее эффективного ОР СУЗ, эффективности наиболее эффективного ОР СУЗ и полной эффективности АЗ.

Результаты измерения температурного и барометрического коэффициентов реактивности представлены в табл. 1, 2. Здесь же для сравнения приведены расчетные значения критической концентрации борной кислоты в реакторе $C_{бк}$, значения температурного (суммарного по температуре теплоносителя и по температуре топлива)

¹ По штатному алгоритму работы системы группового и индивидуального управления СУЗ, при погружении групп передача движения от группы с большим номером к группе с меньшим номером осуществляется на высоте 50% от низа активной зоны. При извлечении группы передача группового движения осуществляется при достижении группы с меньшим номером крайнего положения.

Таблица 1

Экспериментальные значения температурного коэффициента реактивности на минимально контролируемом уровне мощности в начале первого топливного цикла блока №2 Хмельницкой АЭС

H ₁₀ , %	H ₉ , %	H ₈ , %	H ₇ , %	C _{бк} , г/кг	T _{аз} , °C	P ₁ , кгс/см ²	∂ρ/∂T ^(расч) , %/°C	∂ρ/∂T, %/°C
Первый эксперимент								
76%	ВКВ	ВКВ	ВКВ	7.05	280.4±276.0	160.1±160.8	-6.93x10 ⁻³	↓T -(4.88±0.5) x10 ⁻³
76%	ВКВ	ВКВ	ВКВ		276.7±280.2	160.1±160.8		↑T -(5.39±0.54) x10 ⁻³
Второй эксперимент								
НКВ	НКВ	31%	80%	5.70	280.1±276.0	161.4±160.2	-16.03x10 ⁻³	↓T -(13.58±0.14) x10 ⁻³
НКВ	НКВ	31%	80%		276.0±280.1	161.4±160.2		↑T -(14.67±0.15) x10 ⁻³

ВКВ и НКВ – верхний и нижний концевые выключатели органов системы управления и защиты.

и барометрического коэффициентов реактивности ($\partial\rho/\partial T$, $\partial\rho/\partial P$). При обработке результатов экспериментов за величину эффективной доли запаздывающих нейтронов принималось ее расчетное значение ($\beta_{эфф} = 0.73\%$).

Из таблиц видно, что экспериментальные значения температурного коэффициента реактивности отрицательны, а барометрического коэффициента реактивности – положительны, что удовлетворяет требованиям безопасной эксплуатации. Отличие экспериментальных значений $C_{бк}$, $\partial\rho/\partial T$, $\partial\rho/\partial P$ от соответствующих расчетных величин обусловлено, очевидно, неточностью констант программ моделирования топливных циклов.

Из табл. 1, 2 следует, что при погружении в активную зону в штатной последовательности 10, 9, 8 групп ОР СУЗ с уменьшением критической концентрации борной кислоты в реакторе температурный коэффициент реактивности уменьшается ($\partial\rho/\partial T$ по абсолютной величине увеличивается), а барометрический – увеличивается, что удовлетворяет требованиям безопасной эксплуатации.

На минимально контролируемом уровне мощности реактора проведено определение эффективностей отдельных ОР СУЗ и величины асимметрии размножающих

Таблица 2

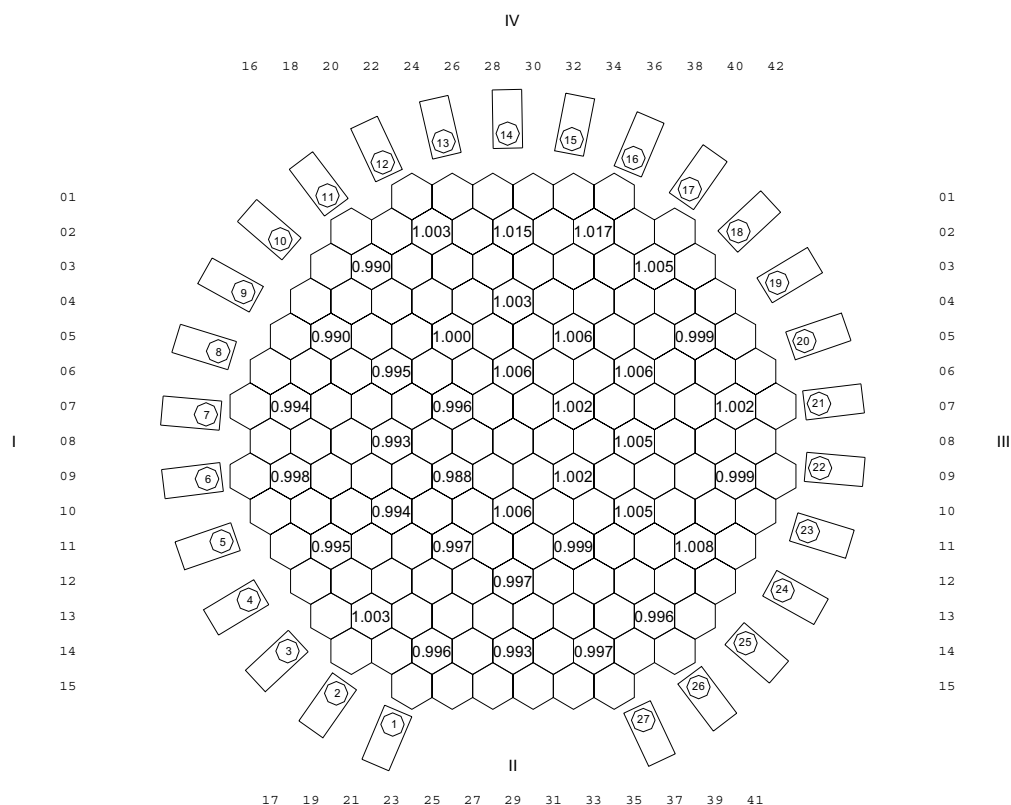
Экспериментальные значения барометрического коэффициента реактивности на минимально контролируемом уровне мощности в начале первого топливного цикла блока №2 Хмельницкой АЭС

H ₁₀ , %	H ₉ , %	H ₈ , %	H ₇ , %	C _{бк} , г/кг	T _{аз} , °C	P ₁ , кгс/см ²	∂ρ/∂P ^(расч) , %/кгс/см ²	∂ρ/∂P, %/кгс/см ²
Первый эксперимент								
76%	ВКВ	ВКВ	ВКВ	7.10	279.9±280.4	164.8±152.4	0.15x10 ⁻³	↓P (1.03 ±0.69)x10 ⁻⁴
Второй эксперимент								
НКВ	НКВ	31%	80%	5.80	280.0±280.5	161.2±164.5	0.84x10 ⁻³	↑P (0.52±0.16) x10 ⁻³
НКВ	НКВ	31%	80%	5.80	280.0±280.5	164.5±153.2		↓P (0.93±0.13) x10 ⁻³

свойств активной зоны реактора. Измерение эффективностей органов регулирования 1, 6, 7, 8, 9, 10 групп осуществлялось методом их сброса в активную зону из крайнего верхнего положения (1÷9 группы на ВКВ, 10 группа – в положении 75÷80%) и органов регулирования 10 группы посредством их сброса из положения 86% (1÷9 группы на ВКВ). Идентичность условий, при которых проводились настоящие испытания, периодически проверялась посредством сброса в активную зону (как правило, перед определением эффективностей ОР очередной группы СУЗ) заранее выбранного «реперного» органа регулирования. В качестве «реперного» был выбран ОР с координатой 09–20 из 5 группы СУЗ, расположенной вблизи ИК № 4 (см. рис. 2).

Асимметрия размножающих свойств активной зоны определялась на основе информации о величине эффективностей симметрично расположенных в активной зоне органов регулирования (сравнение эффективностей ОР по соответствующей измеренной группе). Установлено, что величина асимметрии размножающих свойств активной зоны не превышает 2%, что соответствует критериям программы проведения испытаний (критерий – не превышение 10%). Картограмма исследования симметричности размножающих свойств активной зоны приведена на рис. 2.

На минимально контролируемом уровне мощности проведено определение интегральной и дифференциальной эффективности 10, 9, 8, 7 (до 50%) групп ОР СУЗ при их погружении в активную зону и извлечении из нее и коэффициентов реактивности по концентрации борной кислоты ($\partial\rho/\partial C$) в реакторе. Определение интегральных и дифференциальных эффективностей 10, 9, 8 и 7 групп ОР СУЗ с передачей группового движения на высоте 50% осуществлялось в процессе снижения концентрации



4, 14, 24 - Экспериментальные ИК

Рис.2. Картограмма исследования симметричности размножающих свойств активной зоны

Таблица 3

Экспериментальные значения интегральных эффективностей отдельных групп ОР СУЗ и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты на минимально контролируемом уровне мощности в начале первого топливного цикла блока №2 Хмельницкой АЭС

№ группы [†]	$\Delta\rho$, %	$\partial\rho/\partial C$, %/г/кг
10	(0.458±0.005) (расчетное значение равно 0.43%)	
9	(1.197±0.021) (расчетное значение равно 1.08%)	
8 ^{**}	(0.791±0.018) (расчетное значение на том же участке равно 0.88%)	
7, 8,9,10 ^{***}	(2.583±0.038) расчетное значение составляет 2.44%	-2.09 расчетное значение составляет -2.119%

* Определение интегральной характеристики 10, 9, 8 групп ОР СУЗ осуществлялось при их извлечении из активной зоны в штатной последовательности с передачей группового движения на высоте 100%;
 ** Интегральная характеристика 8 группы при ее извлечении от высоты 32% от нижнего концевого выключателя (НКВ);
 *** Интегральная характеристика групп ОР СУЗ при их штатном погружении в активную зону с передачей группового движения на высоте 50% от низа активной зоны до положения 7 группы - 80%, 8 группы - 30%, 9,10 групп – НКВ.

борной кислоты в теплоносителе первого контура и соответствующего погружения указанных групп в штатной последовательности. Определение интегральных и дифференциальных эффективностей 7, 8, 9 и 10 групп ОР СУЗ с передачей группового движения на высоте 100% производились в процессе повышения концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура и соответствующего извлечения указанных групп.

Интегральная эффективность групп ОР СУЗ на минимально контролируемом уровне мощности приведена в табл. 3.

Проведено определение эффективности аварийной защиты реактора и эффективности наиболее эффективного органа регулирования СУЗ. Определение эффективности аварийной защиты реактора с имитацией застревания в крайнем верхнем положении одного наиболее эффективного органа регулирования (ОР СУЗ 13–22 из

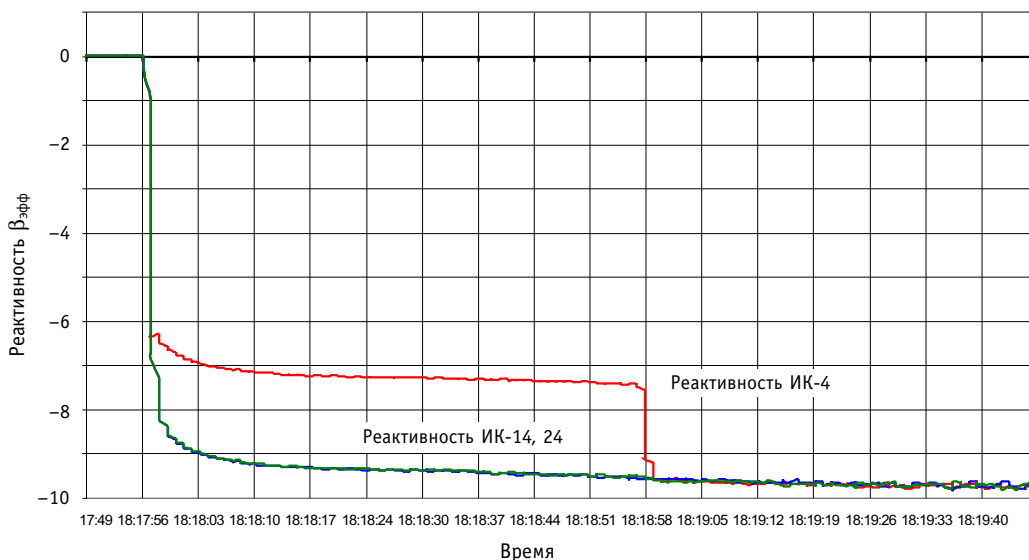


Рис. 3. Измерение реактивности аварийной защиты без одного наиболее эффективного ОР СУЗ 13-22

8-й группы вблизи него находилась ионизационная камера ИК-4) проводилось с удержанием его на ВКВ при прохождении сигнала АЗ и последующем его добросе в активную зону через 60 с. Эффективность аварийной защиты реактора на минимально контролируемом уровне мощности с учетом застревания в крайнем верхнем положении одного наиболее эффективного ОР СУЗ равна $5.23 \pm 0.31\%$ (расчетное значение 5.61%). Полная эффективность АЗ при этом составляет $7.00 \pm 0.43\%$ (расчетное значение 7.23%), что полностью соответствует требованиям нормативных документов и технологического регламента безопасной эксплуатации. На рис. 3 приведены результаты измерений реактивности определенных по ИК (№№ 4, 14, 24), которые получаются из СИК в единицах $\beta_{эфф}$ при сбросе АЗ.

Таблица 4

Изменение параметров реакторной установки при выполнении измерений коэффициентов реактивности*

Возмущение	$T_{эфф},$ сут	$C_{БКЗ},$ г/дм ³	$N_1,$ МВт	$H_{10},$ %	$T_{вх},$ °С	$T_{вых},$ °С	$P_1,$ кгс/см ²
Изменение давления над активной зоной	3.6	5.07	1459→1450	90	282.9	298.0→297.8	163.2→155.5
Перемещение ОР СУЗ (ЭЧСР** в режиме РД-1)			1480→1462 1438→1469	87→83 83→90	283.0→282.8 283.1→283.3	298.2→297.8 297.9→298.4	160.1→159.8 160.2→160.5
Изменение электрической нагрузки			1411→1447 1444→1397	90 90	282.6→280.5 280.3→282.9	297.2→295.5 295.3→297.3	160.1→160.5 160.5→160.0
Изменение давления над активной зоной	5.6	5.00	1508.4→1496.1	84	282.4→282.1	297.9→297.6	164.0→152.8
Перемещение ОР СУЗ (ЭЧСР в режиме РД-1)			1472.8→1428.9 1410.4→1456.8	86→80 80→86	282.1→282.0 281.8→282.0	297.3→296.8 296.5→297.0	160.3→159.9 161.2→161.2
Изменение электрической нагрузки			1501.2→1436.1 1422.4→1472.2	86 86	281.3→284.9 284.8→281.9	296.7→299.6 299.5→297.1	161.6→160.2 160.5→161.8
Изменение давления над активной зоной	5.7	4.95	1483.0→1470.0	60	282.1→282.1	297.4→297.2	163.5→153.1
Перемещение ОР СУЗ (ЭЧСР в режиме РД-1)			1487.0→1422.0 1422.0→1470.0	60→55 55→58	282.0→281.9 281.8→281.9	297.4→296.5 296.5→297.1	159.5→159.0 159.3→159.7
Изменение электрической нагрузки			1462.0→1408.0 1398.0→1449.0	60 60	281.7→284.5 284.6→281.8	296.7→299.0 299.0→296.7	159.5→160.0 159.7→160.3

* ХАЭС, блок № 2, первая топливная загрузка, стационарное отравление Хе-135, $N_1 = 50\%N_{ном}$, 1-9 группы ОР СУЗ на ВКВ, $\beta_{эфф} = 0.73\%$.

** ЭЧСР – электрическая часть системы регулирования турбины. Режим РД-1 (режим поддержания давления по второму контуру).

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПРИ РАБОТЕ РЕАКТОРА НА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УРОВНЯХ МОЩНОСТИ В ПРОЦЕССЕ ЕЕ ОСВОЕНИЯ

На энергетических уровнях мощности объем исследований нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора на втором энергоблоке Хмельницкой АЭС включал, в частности, следующие испытания:

- определение значений мощностного, температурного и барометрического коэффициентов реактивности на различных уровнях мощности при различных критических концентрациях борной кислоты в реакторе, соответствующих различным положениям в активной зоне групп ОР СУЗ;
- определение дифференциальной и интегральной эффективности 10 группы ОР СУЗ при различных уровнях мощности в процессе ее погружения и извлечения из активной зоны;
- определение коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе при различных состояниях активной зоны на различных уровнях мощности;
- определение изменения реактивности, обусловленного изменением концентраций ядер йода и ксенона при снижении мощности реактора с одного до другого энергетического уровня;
- определение характеристик «свободных» аксиальных ксеноновых колебаний.

Изменения основных параметров реакторной установки при проведении испытаний по определению коэффициентов реактивности приведены в табл. 4.

Экспериментальные и (для сравнения) расчетные значения температурного (суммарного по температуре теплоносителя и по температуре топлива) барометрического и мощностного коэффициентов реактивности приведены в табл. 5.

Из таблицы видно, что экспериментальные и расчетные значения $\partial\rho/\partial T$, $\partial\rho/\partial P$ и $\partial\rho/\partial N$ в пределах погрешности согласуются.

Результаты определения дифференциальной эффективности ($d\rho/dH$) 10 группы ОР СУЗ, приведены в табл. 6.

В связи с незначительным изменением концентрации борной кислоты в 1 контуре определение коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты на основании данных химических анализов не представлялось возможным (погрешность $\pm 0,1$ г/дм³). Оценка величины коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты была произведена с использованием показаний НАР-Б (нейтронный анализатор радиационный – бора), усредненных за интервал времени 5 мин.

Наряду с оказывающими стабилизирующее влияние отрицательными эффектами реактивности любое изменение состояние активной зоны вызывает относительно

Таблица 5

Коэффициенты реактивности

T _{эфф} , сут.	C _{бк} , г/дм ³	H ₁₀ , %	$\partial\rho/\partial T$, %/°C		$\partial\rho/\partial P$, %/кгс/см ²		$(\partial\rho/\partial N)_{аз}$, %/МВт		$(\partial\rho/\partial N)_{вк}$, %/МВт	
			Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет
3.6	5.07	90	$(-7.870 \pm 3.287) \times 10^{-3}$	-1.007×10^{-2}	$(6.166 \pm 3.580) \times 10^{-4}$	6.6×10^{-4}	$(-3.523 \pm 1.355) \times 10^{-4}$	-3.90×10^{-4}	$(-4.464 \pm 1.984) \times 10^{-4}$	-4.45×10^{-4}
5.6	5.00	84-86	$(-8.178 \pm 2.621) \times 10^{-3}$	-1.011×10^{-2}	$(6.347 \pm 2.665) \times 10^{-4}$	6.6×10^{-4}	$(-3.785 \pm 1.129) \times 10^{-4}$	-3.91×10^{-4}	$(-4.635 \pm 1.571) \times 10^{-4}$	-4.46×10^{-4}
5.7	4.95	60	$(-9.622 \pm 2.452) \times 10^{-3}$	-1.110×10^{-2}	$(7.126 \pm 3.036) \times 10^{-4}$	7.5×10^{-4}	$(-4.212 \pm 0.928) \times 10^{-4}$	-4.05×10^{-4}	$(-5.132 \pm 1.443) \times 10^{-4}$	-4.66×10^{-4}

*Расчетные значения коэффициентов реактивности получены при следующих заданных параметрах реакторной установки: T_{эфф} = 3.5 сут, стационарное отравление Xe-135 и Sm-149, β_{эфф} = 0.73 %, N_r = 1500 МВт, T_{вк} = 283.5°C, H₁₀ = 90, 86 и 60% от низа активной зоны соответственно, C_{бк} = 5.04 г/дм³.

Таблица 6

Экспериментальные значения дифференциальной эффективности 10 группы ОР СУЗ топливной загрузки блока №2 Хмельницкой АЭС на энергетических уровнях мощности*

№ п/п.	H_{op} , %	dH , см	dp/dH , $\times 10^3$ %/см
1	85.49	-14	0.8251
2	85.49	-14	0.8392
3	85.50	-12	0.8234
4	85.49	-14	0.8145
5	84.92	18	0.6048
6	85.50	12	0.6335
7	85.50	14	0.6146
8	87.22	10	0.5178
9	87.79	8	0.5379
10	87.79	10	0.5557
11	87.22	-12	0.7416
12	83.78	22	0.7216
13	90.09	-18	0.6036
14	84.93	18	0.6723
15	90.10	-10	0.5984
16	87.23	-8	0.9024
17	84.93	-10	0.9733
18	82.12	-8	1.2062
19	79.31	-8	1.2849
20	77.03	-8	1.4291
21	77.03	-12	1.4078
22	75.88	-10	1.4299
23	75.88	-10	1.4039
24	75.24	10	1.2636
25	75.24	8	1.3419
26	74.09	10	1.3607
27	74.09	8	1.3715
28	74.09	-14	1.3163
29	70.04	4	1.9120
30	71.19	-12	1.8051
31	70.64	-12	1.8205
32	70.03	-10	1.5520
33	67.81	-6	2.0812
34	66.06	-8	2.1319
35	63.69	-10	2.1994
36	60.77	12	2.0792
37	62.39	10	2.0861
38	62.37	8	2.0888
39	62.37	-12	2.3418
40	61.98	-10	2.3996
41	61.97	-10	2.3574
42	60.18	-10	2.3481

*Экспериментальные значения температурного и барометрического коэффициентов реактивности получены при следующих заданных параметрах реакторной установки: $T_{эф} = 3.6$ сут., 1+9 группы ОР СУЗ на ВКВ, $\beta_{эф} = 0.73$ %

Таблица 7

**Расчетные значения
дифференциальной эффективности
(dp/dH) 10 группы ОР СУЗ первой топливной
загрузки блока №2 Хмельницкой АЭС**

$H_{10\text{ср}}, \%$	$dp/dH, \times 10^3, \%/см$
91,53	0,54
88,14	0,81
84,89	1,08
81,64	1,34
78,25	1,58
74,86	1,79
71,47	1,98
68,22	2,16
64,97	2,32
61,58	2,46
58,19	2,60

медленные ксеноновые переходные процессы, имеющие характер дестабилизирующей обратной связи. Для эксплуатации реактора практическое значение имеют обусловленные ксеноновыми процессами изменения реактивности при маневре мощности, а также колебания пространственного распределения энерговыделением в активной зоне («свободные ксеноновые колебания»).

На этапах освоения мощности проведено экспериментальное определение изменения реактивности в процессе отравления ксеноном при снижении мощности реактора с 75% $N_{\text{ном}}$ до 40% $N_{\text{ном}}$. Максимальное значение скомпенсированной отрицательной реактивности, равное $(0.707 \pm 0.225)\%$, было достигнуто спустя 4 ч 44 мин (согласно расчетным данным $\rho_{\text{min}} = -0.750\%$ достигается за 4.75 ч после начала снижения мощности реактора).

Отметим также, что реактивность $\rho_{\text{хер}}$ равная нулю, была зафиксирована спустя 17 ч 42 мин после начала снижения мощности реактора. Соответствующее расчетное значение составляет 19.5 ч.

Максимальное значение реактивности было достигнуто спустя 51 ч с момента начала снижения мощности реактора и составило $\rho_{\text{max}} = 0.426 \pm 0.225\%$ (согласно рас-

Таблица 8

Результаты определения коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты

Параметр	Исходное состояние	Конечное состояние
$H_{10}, \%$	85	60
$C_{\text{НЗВОЗ}}$ (химанализ), г/дм ³	5.07	5.04
$C_{\text{НЗВОЗ}}^{\text{ср}}$ (НАР-Б), г/дм ³	4.94	4.88
$N_{\text{акз}}$, МВт	1517	1515
$T_{\text{вх}}$, °C	283.2	283.2
$\Sigma\Delta\rho$ (эксперимент), %	-0.1404±0.0115	
$\Sigma\Delta\rho$ (расчет), %	0.17	
$\partial\rho/\partial C$ (эксперимент по НАР-Б), %/г/дм ³	-2.34	
$\partial\rho/\partial C$ (расчет), %/г/дм ³	-2.242	

Таблица 9

Параметры «свободных» аксиальных ксеноновых колебаний (Хмельницкая АЭС, блок №2, первая топливная загрузка)

Параметры	Экспериментальные значения	Расчетные значения (КАСКАД)	Расчетные значения (ИР)
$T_{эфф}$, эфф.сут	15.2 ÷ 17.4	15.2	15.24
N_t , %N	75 ± 1	75	75
H_{10} , %	85	87.6	85
$C_{бк}$, г/кг	4.70	4.49	4.489
$T_{хе}$, ч	27.4±0.1	27.925	29.361
ω , ч ⁻¹	0.229±0.011	0.225	0.214
α , ч ⁻¹	-(0.033±0.001)	-0.027	-0.034
$\tau_{хе}$, ч	30.303±1.515	37.037	29.412
A_0 , %	14.214±0.711	16.251	16.15
$A_{O_{стац}}$, %	-(9.00±0.5)	-9.4	-9.77

четным данным $\rho_{max} = 0.389\%$ достигается за 49.5 часов после начала снижения мощности реактора).

В процессе освоения мощности на втором энергоблоке Хмельницкой АЭС были определены основные характеристики «свободных» аксиальных ксеноновых колебаний, а именно, амплитуда, период, циклическая частота, постоянная времени затухания и индекс стабильности с относительной погрешностью не более 5%. Параметры «свободных» аксиальных ксеноновых колебаний приведены в табл. 9.

ВЫВОДЫ

1. Представленные в настоящей статье результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик первой топливной загрузки энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС с ТВСА на этапах физического и энергетического пуска подтверждают соответствие нейтронно-физических характеристик проектным значениям и требованиям ПБЯ РУ АС-89 и гарантируют проектный уровень безопасной эксплуатации данной топливной загрузки.

2. Полученные данные по параметрам критического состояния удовлетворительно (в пределах расчетных и экспериментальных погрешностей) согласуются с расчетными значениями:

2.1. Температурный коэффициент реактивности отрицателен во всем исследованном диапазоне параметров и удовлетворительно согласуется с данными проекта активной зоны.

2.2. Барометрический коэффициент реактивности при положении рабочей группы (№10) в рабочем диапазоне неотрицателен.

2.3. Эффективность аварийной защиты полная и с учетом «застревания» наиболее эффективного ОР СУЗ в крайнем верхнем положении удовлетворительно (в пределах расчетных и экспериментальных погрешностей) совпадает с проектными значениями.

2.4. Коэффициент асимметрии распределения энерговыделения на МКУ не превышает 1,7%.

2.5. Испытания по измерению мощностного коэффициента реактивности подтвердили, что мощностной коэффициент реактивности отрицателен во всем диапазоне.

Подтверждена саморегулируемость реакторной установки при повышении мощности реактора до $\sim 1\%N_{ном}$.

2.6. В начале топливного цикла аксиальные ксеноновые колебания являются затухающими.

Литература

1. Общие положения обеспечения ядерной безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-01-011-97).
2. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89 (ПНАЭ Г-01-024-90).
3. Правила ядерной безопасности атомных электростанций (разд. 4). ПБЯ-04-74.
4. Нейтронно-физический расчет топливного цикла энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС: Отчет РНЦ «Курчатовский институт». Инв. № 32/1-60-403 от 30.10.03.
5. Альбом нейтронно-физических характеристик первой топливной загрузки 2-го блока Хмельницкой АЭС/(Альбом НФХ-201). – №2.ЯБ.6100.ИЭ-04.
6. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока №2. 2.ГТ.4270.ИЭ-04.
7. Установка реакторная В-320. Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. – Руководящий документ РД ЭО 0150-99.
8. Установка реакторная В-320. Методики расчета коэффициентов и эффектов реактивности по результатам измерений на действующих энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000. – Руководящий документ РД ЭО 0151-99.

Поступила в редакцию 15.03.2005

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ МОДЕЛИ КОРПУСНОГО РЕАКТОРА

Е.Ф. Авдеев*, **И.А. Чусов***, **В.А. Левченко****, **Ю.Д. Левченко*****,
Ю.С. Юрьев***

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

***ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск*

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



В работе приводятся результаты экспериментального исследования гидравлических характеристик модели корпусного реактора на стенде "МР". Дано описание гидравлической модели двухпетлевой реакторной установки корпусного типа. Экспериментальные данные охватывают широкий диапазон рабочих параметров стенда, включая аварийные режимы работы модели реакторной установки с полным остановом одного из питательных насосов.

ВВЕДЕНИЕ

Одной из основных гидродинамических характеристик реакторной установки является гидравлическое сопротивление ее проточной части. Как правило, к проточной части реакторной установки корпусного типа относятся: вход в реакторную установку, опускной участок, нижний раздаточный коллектор, твэльный пучок, группа дистанционирующих устройств, верхний коллектор и выход из реакторной установки. Таким образом, общее сопротивление установки складывается из большого количества взаимовлияющих местных сопротивлений и сопротивлений трения по длине проточной части.

Точное установление величины полного гидравлического сопротивления реакторной установки или ее модели можно получить только экспериментально, путем проливки натурным или подходящим по теплофизическим свойствам теплоносителем, обеспечивающим получение характерных чисел Рейнольдса.

Настоящая работа ставит целью экспериментальное определение коэффициента гидравлического сопротивления модели и получения обобщенной зависимости этого коэффициента от числа Рейнольдса. При этом необходимо обеспечить на проточной части гидродинамической модели достижение максимально возможного числа Рейнольдса, приближающегося к значению числа Рейнольдса натурального реактора на номинальном режиме эксплуатации, соответствующего условиям гидравлического моделирования.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА И МОДЕЛЬ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Эксперименты были проведены на экспериментальном стенде «МР» ОИАТЭ. Общее описание гидравлического стенда «МР» приводится в работе [1].

Конструктивная схема гидравлической модели реакторной установки показана на рис. 1, там же – цилиндрический корпус с нижним днищем и верхней крышкой, бандажными наружными кольцами, рамой крепления корпуса. Корпус гидравлической модели имеет 4 пары входных и выходных патрубков (при проведении экспериментов были задействованы две пары патрубков, соответствующие двухпетлевой компоновке модели реакторной установки).

Каждая пара расположена в одной вертикальной плоскости: в стенке корпуса располагаются 6 отверстий со штуцерами и сальниковыми уплотнениями с наружной стороны для проходки ленточных зондов измерения скорости в каналах и в кольцевом зазоре между корпусом модели и корпусом активной зоны. В плане пары отверстий в стенке корпуса соответствуют углам 0° , 30° , 60° , 90° , 120° , 150° , причем 0° соответствует вертикальной плоскости расположения двух входных и выходных патрубков модели. Овальность днища натурального реактора моделируется внутренней конической вставкой – переходом от внутренней поверхности цилиндрического корпуса к плоскому днищу нижнего коллектора. Место расположения отверстий и штуцеров соответствует фиксированному расстоянию от нижнего торца имитаторов ТВС (далее имитатор рабочего канала – ИРК). Штуцеры имеют уплотнение, в поперечном сечении совпадающее с сечением овального ленточного зонда скорости.

Основной частью внутрикорпусного устройства гидромодели является корпус активной зоны, который опирается на внутреннее кольцо корпуса модели и прикрепляется к нему винтами. Он содержит 151 цилиндрический канал – имитатор ТВС (ИРК) внутренним диаметром 20 мм и длиной 1037 мм.

Каналы закрепляются в верхней трубной доске. Нижние концы ИРК не имеют жесткого соединения и вставлены в отверстия нижней трубной доски. Такое крепление ИРК позволяет при необходимости производить их выемку при снятой верхней крышке ГДМ. Коэффициент сопротивления имитатора рабочего канала подобран равным коэффициенту сопротивления натурной ТВС за счет установки внутри каждого ИРК двух шайб и сужающего сопла.

Верхняя крышка корпуса ГДМ имеет 151 отверстие, заглушенное винтовыми пробками, расположенными соосно выходам теплоносителя из ИРК.

С внутренней стороны к верхней крышке прикреплена фальшдоска, к которой приварены имитаторы приводов СУЗ – вытеснители, уменьшенные по диаметру в соответствии с геометрическим подобием натуре. По длине вытеснители на 3–4 мм не доходят до поверхности верхней трубной доски корпуса активной зоны. Некоторые геометрические характеристики гидродинамической модели реакторной установки приведены в табл. 1.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

В ходе проведения экспериментов измерялись следующие параметры: температура воды в четырех точках; давление на входе и выходе из гидравлической модели, на правой и левой петлях; расход на двух напорных и одной отводной линиях. Расход по второй отводной линии рассчитывался на основании баланса расхода по обеим петлям. Температура воды измерялась в обеих петлях в сечениях до и после гидродинамической модели реакторной установки с помощью хромель-копелевых термопар КТХКУ 01.03-С10-И-5-100, которые подключались к универсальному вольтметру В7-21 с классом точности 0,1. Для компьютерной обработки результатов измерений,

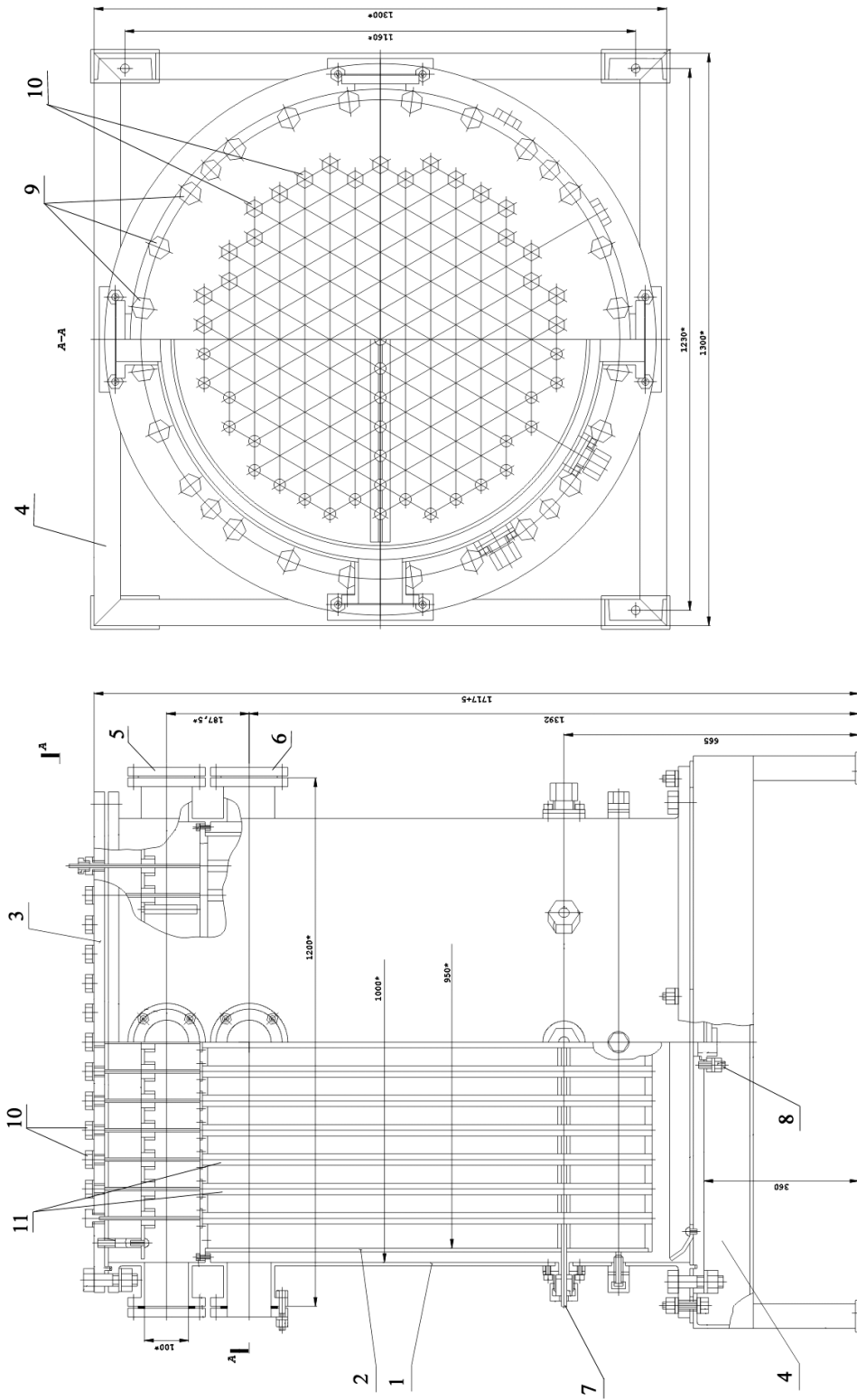


Рис. 1. Конструктивная схема экспериментальной ГДМ: 1 – обечайка ГДМ; 2 – обечайка активной зоны; 3 – верхняя крышка; 4 – рама; 5 – фланец линии отвода; 6 – фланец напорной линии; 7 – ленточный зонд; 8 – фланец линии слива; 9 – обечайка верхней крышки; 10 – пробка ИРК; 11 – ИРК

Таблица 1

Основные геометрические параметры гидродинамической модели реактора

Внутренний диаметр корпуса	1000 мм
Наружный диаметр корпуса	1010 мм
Высота корпуса (с верхней и нижней крышками)	1357 мм
Внутренний диаметр корпуса активной зоны	950 мм
Наружный диаметр корпуса активной зоны	958 мм
Высота каландра (с верхней и нижней трубными досками)	1037 мм
Диаметр имитатора рабочего канала (ИРК)	20 мм
Длина имитатора рабочего канала	1037 мм
Количество имитаторов рабочих каналов	151
Число имитаторов СУЗ	27
Количество пар подводящих и отводящих патрубков	4

табличные данные из [2], были аппроксимированы полиномами с погрешностью аппроксимации $\sigma_n=0,0008$. Погрешность измерения температуры не превышала $0,2^\circ\text{C}$.

Измерение давления на напорных линиях осуществлялось с помощью образцовых манометров типа М011202, с классом точности 0,4. На отводных линиях использовались образцовые манометры М01227 с классом точности 0,15.

Измерение расхода воды в трубопроводах проводилось по способу, описанному в [3].

Максимальная величина расхождения расходов по правой и левой петлям при проведении экспериментов составляла 2,7%. Суммарный расход воды через гидродинамическую модель изменялся в пределах 21–253 т/ч.

ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ СОПРОТИВЛЕНИЕ МОДЕЛИ РЕАКТОРА

Потери давления от входного патрубка до выходного патрубка связаны с коэффициентом гидравлического сопротивления общей зависимостью

$$\Delta P = \zeta \frac{\rho V_{\text{cp}}^2}{2},$$

где ζ – полный коэффициент сопротивления, включающий как местные сопротивления, так и сопротивление трения; V_{cp} – средняя скорость движения теплоносителя на предварительно условленном участке. При одинаковых расходах по петлям модели реактора это может быть скорость, принятая в напорном патрубке. Однако отличающиеся расходы в напорных патрубках правой и левой петель приводят к неоднозначности определения ζ . Кроме того, возможны отклонения и в значениях перепада давления ΔP на разных петлях.

Поэтому в настоящей работе при определении ζ средняя скорость определялась по расходу в ИРК, полученного путем деления общего расхода через гидродинамическую модель реактора (измеренного расходомерами) на общее число ИРК – 151.

Число Рейнольдса (Re_{20}) рассчитывалось по внутреннему диаметру ИРК.

В этом случае исключается неоднозначность в определении коэффициента ζ , т.к. один и тот же расход через проточную часть гидромодели может быть получен при отличающихся расходах в напорных патрубках разных петель.

Поскольку при работе двух петель измеряемые перепады давления на петлях могли незначительно отличаться, расчетная зависимость при определении коэффициента

сопротивления принята в виде:

$$\zeta_{20}^{\text{II}} = \frac{(\Delta p_1 + \Delta p_2) \sigma_{\text{ИРК}}^2}{\rho Q_{\text{ИРК}}^2},$$

где Δp_1 – перепад давления на модели по одной петле; Δp_2 – по другой петле; $Q_{\text{ИРК}}$ – объемный расход в одном ИРК; $\sigma_{\text{ИРК}}$ – площадь поперечного сечения ИРК. Индексы «II» и «20» означают диаметр $d_{\text{ИРК}} = 20$ мм и одновременную работу двух петель.

При подаче расхода одним насосом только через одну петлю циркуляции коэффициент сопротивления определялся по зависимости:

$$\zeta_{20}^{\text{I}} = \frac{2\Delta p \sigma_{\text{ИРК}}^2}{\rho Q_{\text{ИРК}}^2},$$

где Δp – измеренное значение перепада давления на гидромодели по одной петле (верхний индекс I).

Результаты измерений при двух работающих насосах и двух петель приведены на рис. 2. Эксперименты по измерению полного коэффициента гидравлического сопротивления проводились при различных расходах и различных температурах воды. Из рисунка видно, что коэффициент сопротивления всей проточной части корпуса гидравлической модели можно считать не зависящим от числа Рейнольдса в диапазоне чисел Рейнольдса $Re_{20} \approx (30-70) \cdot 10^3$.

Результаты испытаний в диапазоне чисел Рейнольдса ($2 \cdot 10^4 \leq Re_{20} \leq 7 \cdot 10^4$) аппроксимированы аналитическим выражением:

$$\zeta_{20}^{\text{II}} = 152 + 832 \exp\left(-\frac{Re_{20}}{5870}\right) \pm 5\%.$$

График зависимости коэффициента сопротивления гидравлической модели при работе только правой или только левой петли приведен на рис. 3. При проведении испытаний насос отсеченной петли был выключен, задвижки на напорной и отводной линиях были перекрыты. Из графика следует, что коэффициенты сопротивления по правой и левой петлям отличаются друг от друга на 8%.

Результаты испытаний показывают, что коэффициенты сопротивления гидродинамической модели при работе только одной петли $\zeta_{20}^{\text{I}}(Re_{20})$ относятся к более низким числам Re_{20} и качественно согласуются с зависимостью для $\zeta_{20}^{\text{II}}(Re_{20})$. Заметны и некоторые расхождения.

Расхождения можно объяснить рядом физических причин: увеличением пути движения теплоносителя в проточной части гидравлической модели при работе одной петли; несимметричным течением теплоносителя в части опускного кольцевого участка, возникновением вторичных вихрей в кольцевом зазоре опускного участка; дополнительным сопротивлением при обтекании теплоносителем всей системы стержней – имитаторов каналов СУЗ и других каналов в верхнем коллекторе.

Результаты испытаний для правой и левой петель циркуляции в диапазоне чисел Рейнольдса ($0,6 \cdot 10^4 \leq Re_{20} \leq 1,8 \cdot 10^4$) аппроксимированы аналитическими выражениями:

$$\text{для левой петли } \zeta_{20}^{\text{I}} = 230 + 4320 \exp\left(-\frac{Re_{20}}{1940}\right) \pm 5\%; \quad (1)$$

$$\text{для правой петли } \zeta_{20}^{\text{I}} = 181 + 351 \exp\left(-\frac{Re_{20}}{5780}\right) \pm 5\%. \quad (2)$$

Общая погрешность во всех экспериментах составила ≈ 6 %.

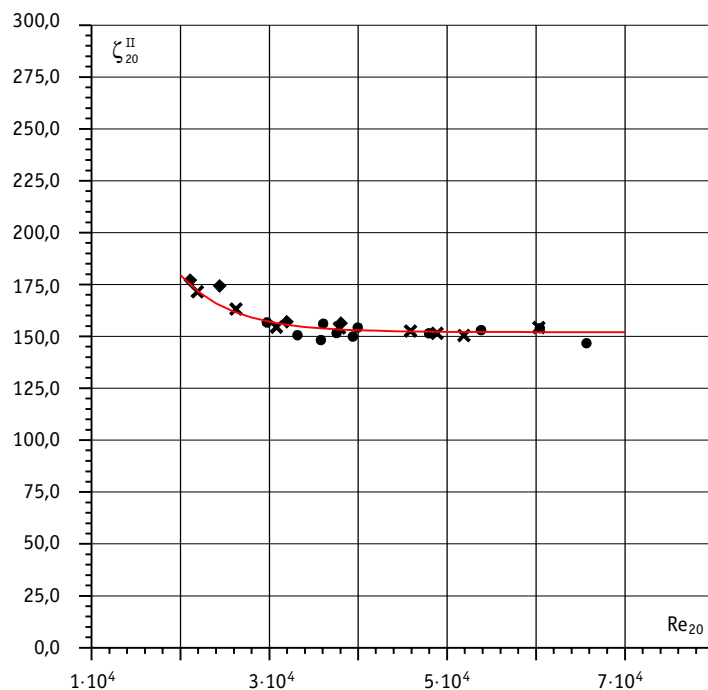


Рис. 2. Зависимость коэффициента сопротивления гидромодели от числа Рейнольдса: ● – $T = 22,1 \pm 30,5^\circ\text{C}$; + – $T = 27,3 \pm 29,1^\circ\text{C}$; ◆ – $T = 38,0 \pm 44,2^\circ\text{C}$; × – $T = 33 \pm 59,5^\circ\text{C}$

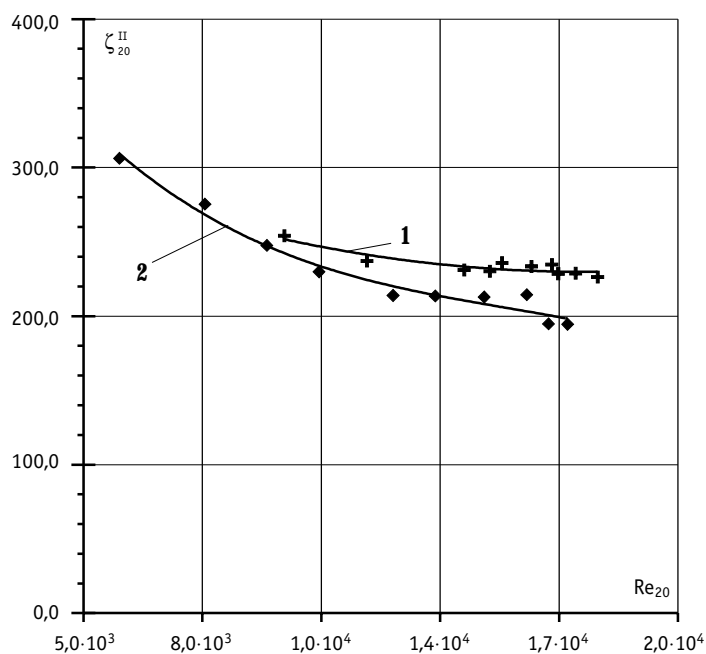


Рис. 3. Зависимость коэффициента сопротивления гидромодели от числа Рейнольдса при работе только одной петли иркуляции (I): 1 – работает только левая петля; 2 – работает только правая петля; ◆ – экспериментальные точки при работе правой петли; + – экспериментальные точки при работе левой петли

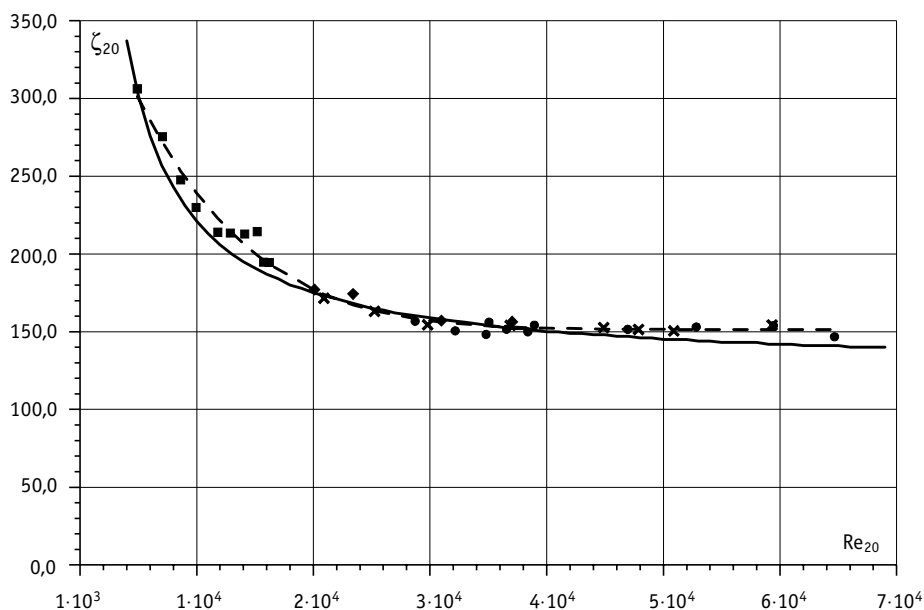


Рис. 4. Зависимость коэффициента сопротивления гидромодели от числа Рейнольдса

Сопоставление результатов экспериментальных испытаний позволяет сделать вывод, что данные для коэффициента сопротивления по одной петле ζ_{20}^I относятся к более низким числам Рейнольдса и удовлетворительно «продолжают» зависимость ζ_{20}^{II} . Вместе с тем заметны и некоторые расхождения.

Аппроксимируя результаты испытаний для двух и одной работающих петель можно получить обобщающую формулу для коэффициента сопротивления ζ_{20} в виде:

$$\zeta_{20} = 125 \left(1 + \frac{8,5 \cdot 10^3}{Re_{20}} \right)^{\pm 20\%}_{-10\%}. \quad (3)$$

Формула (3) применима в диапазоне чисел Рейнольдса ($0,6 \cdot 10^4 \leq Re_{20} \leq 7,0 \cdot 10^4$).

Сопоставление экспериментальных данных, полученных при работе только одной петли и двух петель, и аппроксимирующей их зависимости (3) приведено на рис. 4.

Более точно полученные экспериментальные данные в исследуемом диапазоне чисел Рейнольдса описывает обобщенная зависимость вида:

$$\zeta_{20} = 115 + \frac{120}{Re^{0,2}} + \frac{1,0 \cdot 10^6}{Re} \pm 5\%. \quad (4)$$

Аппроксимация по формуле (3) показана на рис. 4 сплошной кривой, а аппроксимация по формуле (4) пунктирной. Обозначения опытных данных на рис. 4 соответствуют обозначениям на рис. 2.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнены измерения расходов и потерь давления в проточной части гидродинамической модели реактора при различных расходах и температурах воды, как при одновременной работе двух петель, так и при работе только одной петли циркуляции. Получены экспериментальные данные и аппроксимирующие зависимости для коэффициентов сопротивления в зависимости от числа Рейнольдса, рассчитанного по диаметру имитатора рабочего канала. При подаче расхода в гидродинамическую модель только по одной петле (вторая отключена) получены значения коэффициен-

тов сопротивления; полученные результаты необходимы для усовершенствования методики гидравлического расчета корпусных реакторов.

Авторы выражают благодарность Д.С. Лазикяну за помощь в проведении экспериментальных работ.

Литература

1. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Устюжанин А.Я. и др. Гидравлический стенд для испытания моделей ядерных реакторов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 4. – С. 46-53.
2. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 358.
3. Авдеев Е.Ф., Большунова В.В. Способ определения расхода в трубопроводе: Патент РФ на изобретение № 2169905.

Поступила в редакцию 18.10.2005

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛООТДАЧИ И ТЕПЛОВОЙ МОЩНОСТИ ВЕНТИЛЯЦИОННОЙ ТРУБЫ СИСТЕМЫ ПАССИВНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ АЭС

С.Г. Калякин, А.А. Цыганок

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



Проведены экспериментальные исследования теплообмена и тепловой мощности теплообменника «воздух – воздух» – вентиляционной трубы ПСФ. Получено, что до значений $Re_r \approx 5 \cdot 10^3$ теплообмен между греющим и холодным воздухом возрастает, а при дальнейшем увеличении расхода греющего воздуха коэффициент теплопередачи остается постоянным. Температура внутренней поверхности теплопередающей трубы в исследованном диапазоне режимных параметров превышает 120°C , что обеспечивает полное испарение капельного аэрозоля до его попадания на фильтры.

ВВЕДЕНИЕ

В проекте ВВЭР-1000 с РУ В-392 в качестве системы безопасности предусматривается пассивная система фильтрации (ПСФ) протечек в межбололочное пространство (МОП), которая предназначена для очистки и удаления парогазовой среды при авариях с потерей всех источников переменного тока. Движение среды через систему фильтрации обеспечивается естественной конвекцией, возникающей за счет тепловой энергии воздуха, проходящего через теплообменники системы пассивного отвода тепла (СПОТ). Передача тепла от СПОТ в систему фильтрации осуществляется через теплообменники «воздух – воздух» типа «труба в трубе», расположенные в тяговых шахтах СПОТ.

Расчетное обоснование проектных параметров системы не позволяет учесть особенности такого теплообменника с большим отношением высоты к ее диаметру ($H/d > 50$). Поэтому необходимы экспериментальные исследования теплообмена для учета влияния всех теплогидравлических факторов. Особенно это относится к переходному режиму течения, который имеет место при работе теплообменника при проектных параметрах.

Парогазовая среда в МОП может содержать водный аэрозоль, который при попадании на фильтрующие материалы системы снижает эффективность пассивной системы. Поэтому тепловая мощность теплообменников ПСФ должна быть достаточной для испарения водного аэрозоля до попадания его на фильтры.

Для обоснования проектных параметров пассивной системы фильтрации были проведены модельные экспериментальные исследования теплообмена и тепловой мощности теплообменника, позволяющей полностью испарять водный аэрозоль.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА И РАБОЧИЙ УЧАСТОК

Стенд, на котором проводились исследования, состоял из двух воздушных контуров – греющего и холодного воздуха. Воздушные контуры включали в себя вентиляторы низкого давления с расходом до 750 м³/ч, напором 200 мм водяного столба и устройства для измерения расхода. Греющий воздух подавался через два воздухоподогревателя с открытыми нихромовыми спиралями регулируемой мощности до 20 кВт. Мощность подогревателей позволяла нагревать воздух с расходом 270 м³/ч до 280 °С.

Скорость воздушного потока рассчитывалась из зависимости

$$\Delta P = \xi \frac{\rho w^2}{2} \frac{L}{d^k}; \quad \xi = \frac{0,3164}{\text{Re}^{0,25}}. \quad (1)$$

Перепад давления ΔP измерялся на трубе с калиброванным внутренним диаметром d^k и заданной длиной L . Перед измерительной трубкой устанавливался участок гидродинамической стабилизации потока с отношением длины к диаметру 100. Гидродинамическая стабилизация потока перед измерительной трубкой перепада давления – общепринятая методика, исключающая наличие погрешности в измерениях ΔP .

Эксперименты проведены при следующих режимных параметрах, заданных в проекте ПСФ:

- расход холодного (нагреваемого) атмосферного воздуха – постоянный 30 м³/ч (~0,01 кг/с), что соответствует средней скорости 1,3 м/с; входная температура равнялась температуре экспериментального бокса и изменялась в пределах $T_{\text{вх}}^x = 28 \div 36$ °С;
- расход греющего воздуха 30, 90, 150 и 220 м³/ч (~0,01÷0,075 кг/с), что соответствует диапазону средних скоростей $w = 1,7 \div 9,5$ м/с; входные температуры $T_{\text{вх}}^x = 170, 220$ и 280 °С. Дополнительно к проектным температурным параметрам были проведены эксперименты при $T_{\text{вх}}^r = 120$ °С.

Опытный участок (вентиляционная труба–теплообменник «воздух–воздух») (рис. 1) состоял из теплопередающей трубы, наружного корпуса с охранными нихромовыми нагревателями и теплоизоляцией, входных камер холодного (нагреваемого) и греющего воздуха. Теплопередающая труба высотой 6416 мм и диаметром 102×2 мм (штатные размеры по проекту ПСФ) изготовлена из нержавеющей стали X18H10T. Внутренний диаметр корпуса составлял 160 мм. По высоте трубы установлены центрирующие звездочки для обеспечения равномерного кольцевого зазора между трубой и корпусом. Участок оснащен термопарами для измерения температуры воздуха в кольцевом зазоре, по центру трубы, на наружной и внутренней поверхностях теплопередающей стенки.

ТЕПЛООТДАЧА

Рассчитанный по указанным выше режимным параметрам диапазон изменения чисел Рейнольдса составлял: по горячему воздуху (2,3÷15,8)·10³, по холодному (6,1÷7,0)·10³, т.е. большинство экспериментов относится к переходному режиму течения ($\text{Re} < 10 \cdot 10^3$).

Для одного из режимов на рис. 2 приведено распределение температуры наружной поверхности трубы $T_{\text{ст}}^h$, температуры $T_{\text{вз}}^r$ и локального коэффициента теплоотдачи α_r от греющего воздуха к теплопередающей стенке по высоте. Эксперименты от-

носятся к переходному режиму течения, при котором существенное влияние на теплообмен оказывает естественная конвекция [1, 2], и который характеризуется неустойчивостью как процесса течения, так и теплоотдачи. Теплоотдача в этом режиме зависит от многих факторов, трудно поддающихся учету.

В [2–4] приведены схемы развития теплового пограничного слоя, а в [2] также характерное изменение коэффициента теплоотдачи и температуры стенки вдоль вертикальной поверхности. Для случая «нагретая поверхность – холодный воздух» тепловой пограничный слой увеличивается снизу вверх, на определенной высоте достигает максимальной толщины и выше по движению потока сохраняется постоянным. Поэтому интенсивность теплоотвода незначительно зависит от температуры стенки. Со стороны «греющий воздух – холодная поверхность» тепловой пограничный слой, наоборот, уменьшается по высоте до достижения постоянного значения. В соответствии с изменением толщины пограничного слоя изменяется и коэффициент теплоотдачи: уменьшение до минимального значения на определенной высоте, затем постепенное возрастание до наибольшего постоянного значения в области развитого турбулентного движения с ламинарным подслоем в непосредственной близости к поверхности. Температура стенки вначале возрастает, затем уменьшается до минимальной постоянной величины.

Приведенный на рис. 2 характер изменения температуры стенки и коэффициента теплоотдачи α_r , качественно согласуется с приведенной в [2] схемой. Эти экспериментальные данные указывают, что в исследованном диапазоне режимных параметров воздушных потоков имел место теплообмен в переходной зоне со значительным влиянием свободной конвекции.

В экспериментах также получено, что с увеличением расхода греющего воздуха в $\sim 2,2$ раза (с $G_r = 0,012$ до $0,027$ кг/с)

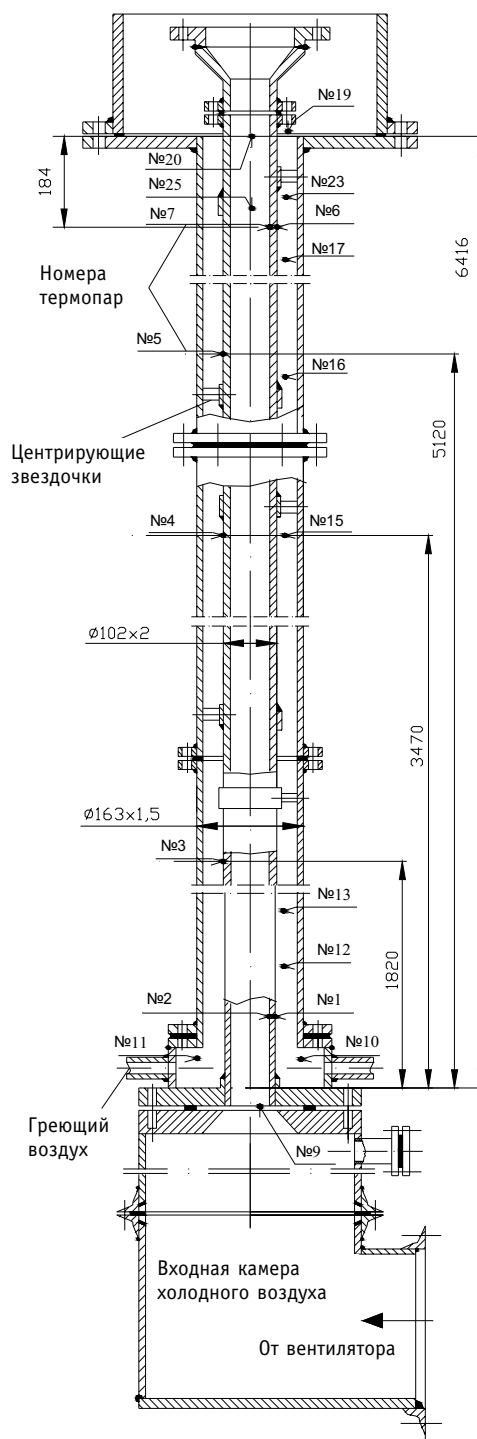


Рис. 1. Рабочий участок экспериментальной установки

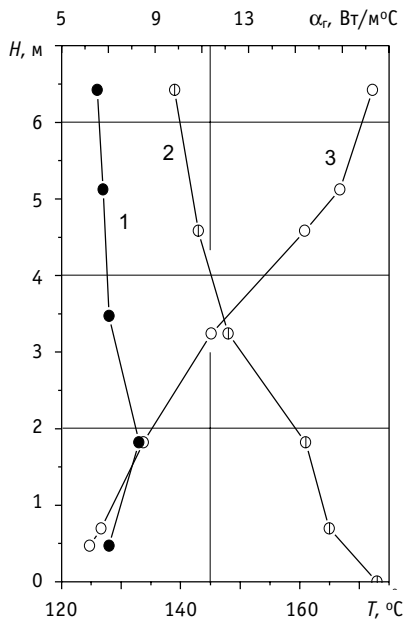


Рис. 2. Изменение температуры наружной поверхности стенки $T_{ст}^H$, температуры $T_{в3}^r$ и коэффициента теплоотдачи α_r от греющего воздуха к стенке по высоте трубы. Расход греющего воздуха $G_r = 0,012$ кг/с; холодного воздуха $G_x = 0,01$ кг/с, $T_{в3}^{вх} \approx 170^\circ\text{C}$; 1 – $T_{ст}^H$; 2 – $T_{в3}^r$; 3 – α_r .

температура стенки на верхней половине трубы остается практически постоянной. При увеличении расхода еще в ~3 раза (до $G_r = 0,075$ кг/с) уменьшение температуры стенки выше $H = 1,8$ м не наблюдается, а происходит ее некоторое увеличение. Можно предположить, что такая зависимость $T_{ст}^H$ при $G_r = 0,075$ кг/с (что соответствует средней скорости 9,5 м/с) обусловлена как характером формирования теплового пограничного слоя вдоль вертикальной поверхности большой высоты ($H/d > 50$) с одновременным влиянием вынужденного и свободного подъемного движения [1–4], так и экспериментально полученным характером изменения коэффициента теплоотдачи (рис. 2).

Зависимостей для теплообмена в переходной области в литературе не предложено. Рекомендуется, например, в [1, 2] максимальное значение критерия Нуссельта Nu рассчитывать по уравнению для турбулентного течения, а минимальное значение Nu по зависимости для ламинарного (с учетом влияния естественной конвекции).

При одинаковом направлении вынужденного и свободного движения и вязкостно-гравитационном режиме ($Gr \cdot Pr > 8 \cdot 10^5$) средний ко-

эффициент теплоотдачи для ламинарного течения в [2] рекомендуется рассчитывать по формуле

$$Nu = 0,15 Re^{0,33} \cdot Pr^{0,43} \cdot Gr^{0,1}, \quad (2)$$

где Pr, Gr – критерии Прандтля и Грасгофа. Формула (2) дает средние значения коэффициентов теплоотдачи при $H/d > 50$ и учитывает влияние естественной конвекции.

Для обобщения теплоотдачи в переходной зоне за основу можно принять критериальную зависимость (2) для ламинарного режима течения, дополнив ее эмпирическим коэффициентом, полученным на основании обработки экспериментальных данных. Поскольку в опытах диапазон режимных параметров изменялся от начала ($Re = Re_{кр}$) до конца ($Re = 10^4$) переходной зоны, то при обобщении теплоотдачи целесообразно это изменение учесть отношением $Re / Re_{кр}$.

В результате компьютерной обработки опытных данных при $T_{вх}^r = 170, 220$ и 280°C и заданной геометрии рабочего участка теплообмен от греющего воздуха к стенке удовлетворительно описывается эмпирической зависимостью

$$Nu = 0,00142 Re^{0,33} \cdot Pr^{0,43} \cdot Gr^{0,1} \left[T_{вх}^{0,8} \left(\frac{Re}{Re_{кр}} \right)^{0,24} \right] \quad (3)$$

во всей переходной зоне.

Различные схемы развития тепловых пограничных слоев с наружной (горячий воздух – холодная стенка) и внутренней (горячая стенка – холодный воздух) сторон трубы обуславливают и различные коэффициенты теплоотдачи с разных сторон трубы. Поэтому при расчете тепловой мощности воздушных теплообменников такого типа

($H/d > 50$) целесообразно использовать коэффициент теплопередачи k , который учитывает различие теплообмена с обеих сторон теплопередающей стенки.

Поскольку теплообмен существенно зависит от $T_{\text{вх}}^r$, то при обобщении экспериментальных данных по k величину температуры необходимо ввести в качестве одного из параметров. Рассчитанные по α_r и α_x коэффициенты теплопередачи для всех экспериментальных режимов представлены на рис. 3. Видно, что эмпирический комплекс

$k/(T_{\text{вх}}^r)^{0,5}$ хорошо обобщает экспериментальные данные для заданной геометрии теплообменника при всех значениях входных температур греющего воздуха во всем диапазоне Re_r . До значений $Re_r \approx 5 \cdot 10^3$ теплообмен обобщается эмпирической зависимостью

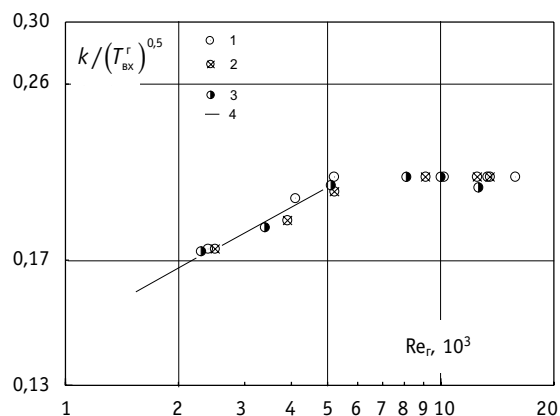


Рис. 3. Зависимость коэффициента теплопередачи между греющим и холодным воздухом от Re_r ; 1, 2, 3: $T_{\text{вх}}^r \approx 170, 220, 280^\circ\text{C}$; 4 – по формуле (5)

$$k = 0,047 Re_r^{0,17} (T_{\text{вх}}^r)^{0,5}, \quad (4)$$

а при дальнейшем увеличении расхода греющего воздуха комплекс $k/(T_{\text{вх}}^r)^{0,5}$ остается постоянным.

ТЕПЛОВАЯ МОЩНОСТЬ

Зависимость тепловой мощности теплообменника Q_x от входной температуры греющего воздуха $T_{\text{вх}}^r$ приведена на рис. 4. Расход греющего воздуха G_r изменялся в диапазоне 0,015 – 0,075 кг/с, что соответствует проектному диапазону средних скоростей $w = 1,7 \div 9,5$ м/с. Из рис. 4 видно, что в диапазоне входных температур расход греющего воздуха влияет незначительно на тепловую мощность. Так, например, при $T_{\text{вх}}^r = 220^\circ\text{C}$ увеличение расхода греющего воздуха в $\sim 3,5$ раза (с 0,021 до 0,075 кг/с, что соответствует средним скоростям 2,37 и 8,3 м/с) приводит к увеличению тепловой мощности лишь на $\sim 16\%$.

Значительное увеличение тепловой мощности при одинаковых расходах греющего воздуха происходит при увеличении его входной температуры. Так, например, при $G_r = 0,021$ кг/с увеличение $T_{\text{вх}}^r$ с 220 до 280°C (увеличение скорости с 2,37 до 2,49 м/с) приводит к возрастанию мощности на $\sim 44\%$.

Изменения температуры внутренней поверхности трубы $T_{\text{ст}}^{\text{вн}}$ и температуры воздуха $T_{\text{вых}}^x$ (по центру трубы) в выходном сечении теплообменника данной конструкции при различных входных температурах воздуха приведены на

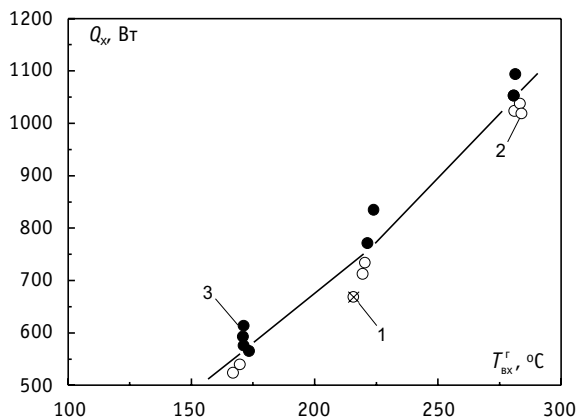


Рис. 4. Зависимость мощности теплообменника от входной температуры греющего воздуха. 1, 2, 3: – $G_r = 0,015; 0,021; 0,075$ кг/с соответственно

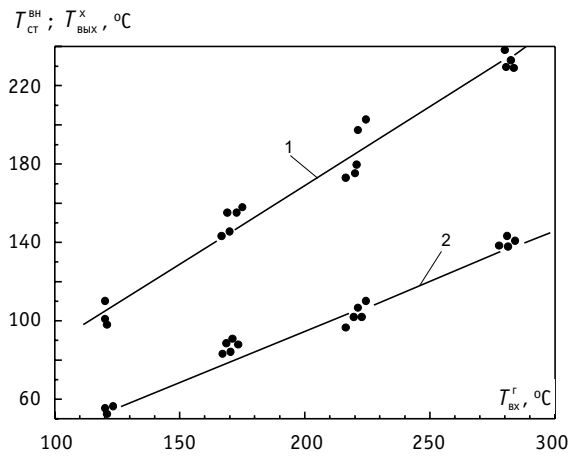


Рис. 5. Влияние входной температуры греющего воздуха на температуру внутренней поверхности теплопередающей трубы $T^{вн}_{ст}$ и температуру воздуха на выходе $T^x_{вых}$ (по центру трубы); диапазон изменения расхода греющего воздуха – $0,015 \div 0,075$ кг/с; расход холодного воздуха – $0,01$ кг/с; 1 – $T^{вн}_{ст}$; 2 – $T^x_{вых}$

ная температура нагреваемого воздуха достигает 100°C – температуры насыщения пара при одной атмосфере. Более существенное влияние на температуру выхода холодного воздуха и температуру внутренней поверхности стенки, по сравнению с расходом, оказывает температура греющего воздуха.

В исследованном диапазоне входных температур греющего воздуха (кроме $T^r_{вх} = 120^\circ\text{C}$) температура внутренней поверхности теплопередающей трубы даже на ее выходе превышает 120°C , поэтому на стенке трубы по всей ее высоте может происходить интенсивное испарение капельного аэрозоля (за счет перегрева $T_{ст}$ по отношению к температуре потока). По радиусу теплопередающей трубы наблюдается значительный градиент температуры $T^{вн}_{ст} - T^x_{вых}$ (рис. 5). Так, при $T^r_{вх} = 220^\circ\text{C}$ эта разница температур составляет $\sim 80^\circ\text{C}$. Отсюда следует, что наиболее интенсивное испарение капельного аэрозоля происходит в пристенном слое.

Экспериментальные исследования тепловой мощности теплообменника и выходных температур холодного воздуха были проведены при постоянном расходе $G_x = 0,01$ кг/с (что соответствует средней скорости $1,3$ м/с). Коэффициент теплопередачи от горячего к холодному воздуху определяется только значениями коэффициентов теплоотдачи воздуха с обеих сторон стенки. Основной вклад в коэффициент теплопередачи вносит интенсивность отвода тепла к холодному воздуху, поэтому тепловая мощность теплообменника должна существенно зависеть от его расхода (скорости). Для выяснения такой зависимости при двух температурах $T^r_{вх} = 220^\circ\text{C}$ и $T^r_{вх} = 280^\circ\text{C}$ были проведены экспериментальные исследования при значениях $G_x = 0,01 \div 0,02$ кг/с. Получено, что при обоих значениях входных параметров греющего воздуха тепловая мощность возрастает примерно прямо пропорционально увеличению расхода G_x ; так, при $T^r_{вх} = 280^\circ\text{C}$ увеличение G_x с $0,01$ до $0,02$ кг/с приводит к увеличению Q_x также примерно в два раза.

ВЫВОДЫ

1. До значений $Re_r \approx 5 \cdot 10^3$ коэффициент теплопередачи между греющим и холодным воздухом возрастает, а при дальнейшем увеличении расхода греющего воздуха коэффициент теплопередачи остается постоянным.

рис. 5. При каждой $T^r_{вх}$ на рисунке нанесены экспериментальные данные при различных расходах греющего воздуха, диапазон изменения которого составлял $0,015 \div 0,075$ кг/с. Эти данные показывают величину перегрева внутренней поверхности стенки по отношению к температуре потока и косвенно характеризуют интенсивность испарения водного аэрозоля на теплопередающей стенке.

Во всем исследованном диапазоне $T^r_{вх}$ как температура стенки, так и температура нагреваемого воздуха на выходе из теплообменника незначительно зависят от G_r при его изменении от $0,015$ до $0,075$ кг/с. При $T^r_{вх} \geq 220^\circ\text{C}$ выход-

2. Тепловая мощность теплообменника «греющий воздух – холодный воздух» и температура воздуха на выходе из него сильно зависят от температуры греющего воздуха и незначительно зависят от его расхода.

3. Температура внутренней поверхности теплопередающей трубы во всем исследованном диапазоне режимных параметров превышает 120⁰С, что обеспечивает полное испарение капельного аэрозоля до его попадания на фильтры.

Литература

1. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С. Теплопередача. – М.: Энергия, 1969. – 440 с.
2. Нащокин В.В. Техническая термодинамика и теплопередача. – М.: Высшая школа, 1980. – 469 с.
3. Лыков А.В. Тепломассобмен: Справочник. – М.: Энергия, 1978. – 480 с.
4. Эккерт Е.Р.Г., Зенген Е., Шнайдер П.Ю. Изучение перехода ламинарного движения в турбулентное при свободной конвекции на вертикальной пластине/Сб. оригинальных статей. – М. – Л.: Госэнергоиздат, 1960. – 394 с.

Поступила в редакцию 21.03.2005

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕНА ПРИ КИПЕНИИ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В СИСТЕМЕ ПАРАЛЛЕЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК В РЕЖИМЕ ЕСТЕСТВЕННОЙ КОНВЕКЦИИ

Г.А. Сорокин*, Х. Ниноката*, Х. Эндо**, А.Д. Ефанов***,
А.П. Сорокин***, Е.Ф. Иванов***, Г.П. Богословская***,
В.В. Иванов***, А.Д. Волков***, И.Р. Зуева***

* Токийский технологический институт, Токио

** Японская организация по безопасности ядерных реакторов

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



Представлено описание экспериментальной установки и полученных экспериментальных данных по гидродинамике и теплообмену при кипении эвтектического натрий-калиевого сплава в системе двух параллельных тепловыделяющих сборок ТВС в контуре с естественной циркуляцией. Также приведено краткое описание модифицированных расчетной модели и кода для численного моделирования теплогидравлики при кипении жидкого металла как в одиночной ТВС, так и в системе параллельных ТВС в режиме естественной конвекции. Показано удовлетворительное согласие результатов расчетов по коду с экспериментальными данными. Моделирование теплогидравлики активной зоны в режиме с естественной конвекцией натрия позволяет определить условия устойчивого теплообмена при кипении и предотвратить кризис теплообмена, осушение тепловыделяющих элементов и плавление активной зоны в режиме аварийного расхолаживания быстрых реакторов.

ВВЕДЕНИЕ

Решение проблемы обеспечения безопасности быстрых реакторов в значительной степени связано с обеспечением возможности охлаждения активной зоны при возникновении в ней кипения жидкого металла.

Анализ безопасности реакторов на быстрых нейтронах для запроектной аварии, связанной с отключением циркуляционных насосов при срабатывании аварийной защиты, привел к решению задачи охлаждения тепловыделяющих сборок активной зоны (ТВС), включая режимы с кипением натрия. В этих режимах происходит разогрев активной зоны при весьма малых скоростях общеконтурной циркуляции теплоносителя [1–3].

© Г.А. Сорокин, Х. Ниноката, Х. Эндо, А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, В.В. Иванов, А.Д. Волков, И.Р. Зуева, 2005

Исследования кипения жидкого металла в ТВС в контурах с естественной циркуляцией показали, что при определенных условиях происходит нарушение стационарного режима и возникновение колебаний теплогидравлических параметров в циркуляционном контуре [4–7]. Проведенные в ГНЦ РФ-ФЭИ систематические исследования [6, 7] позволили получить не только качественную картину, но и дать количественное описание процесса развития двухфазного потока жидкого металла в одиночной ТВС в контуре с естественной циркуляцией теплоносителя: устойчивого пузырькового режима, затем неустойчивого снарядного, переходящего в устойчивый дисперсно-кольцевой и кризис теплообмена с осушением поверхности теплообмена (кризис 2-го рода).

В действительности активная зона быстрых реакторов является системой параллельных, гидравлически связанных каналов. Результаты выполненных применительно к водоохлаждаемым реакторам исследований [8–20] указывают на существенно более сложные процессы гидродинамики и теплообмена при кипении теплоносителя в системе параллельных каналов по сравнению с одиночными каналами. Вместе с тем, процессы теплообмена и устойчивость циркуляции при кипении жидкого металла в системе параллельных ТВС активной зоны быстрых реакторов совершенно не исследованы.

Следует отметить, что подавляющая часть экспериментальных и теоретических исследований теплообмена и устойчивости потока теплоносителя в системе параллельных парогенерирующих каналов была выполнена для условий вынужденной конвекции воды. Это, например, работы [8–16]. Существуют лишь ограниченные данные при кипении воды в системе каналов для режимов со смешанной и естественной конвекцией, опубликованные, например, в работах [17–22]. Тем не менее, результаты, представленные, например, в работе [17], указывают, что при переходе в аварийном режиме работы установки с принудительной на естественную циркуляцию воды по мере уменьшения общего расхода теплоносителя в циркуляционном контуре и приближения его к нулевому значению происходит перераспределение расхода теплоносителя между параллельными каналами.

Особенностью процессов гидродинамики и теплообмена при кипении теплоносителя в системе параллельных обогреваемых каналов при малых скоростях циркуляции теплоносителя в отличие от кипения теплоносителя при больших скоростях циркуляции, характерных для развитой вынужденной конвекции, является усиление гидродинамического взаимодействия каналов, что может привести к развитию в системе каналов межканальной циркуляции и аperiодической неустойчивости потока и к прекращению или к опрокидыванию циркуляции в наиболее теплонапряженном канале и к кризису теплообмена в нем.

Следует отметить одну важную особенность быстрых реакторов, оказывающую существенное влияние на условия теплообмена – низкое давление в теплоносителе и, вследствие этого, большое различие в плотности паровой и жидкой фаз, составляющее около трех порядков.

Таким образом, задача определения условий устойчивой циркуляции и теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных ТВС активной зоны быстрых реакторов в режимах естественной циркуляции с малыми скоростями жидкого металла весьма актуальна.

Для анализа безопасности при аварийном расхолаживании быстрых реакторов с натриевым охлаждением необходимо дальнейшее развитие теоретических моделей и расчетных кодов, разработанных для оценки области устойчивого охлаждения водоохлаждаемых установок [10, 19, 21, 22], или создание новых кодов применительно к режимам с малыми скоростями при естественной циркуляции теплоносителя и их тестирование на экспериментальном материале.

Целью настоящей работы является изучение физики и характеристик процессов гидродинамики и теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных ТВС в контуре с естественной циркуляцией теплоносителя, а также возможностей их прямого численного моделирования.

КОНСТРУКЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ И МОДЕЛЕЙ ТВС

Для проведения экспериментальных исследований кипения жидкого металла в системе параллельных ТВС в ГНЦ РФ-ФЭИ создана экспериментальная установка, состоящая из двух контуров естественной циркуляции, в каждом из которых установлены модельные сборки с электрообогреваемыми элементами, при общем опускном участке контура, в котором размещен холодильник (рис. 1а). Емкости над сборками также соединены. Каждая изборок может работать автономно, будучи включена в свой циркуляционный контур. Установка смонтирована на натрий-калиевом контуре стенда АР-1 [23].

Геометрия модели ТВС моделирует типичные условия ТВС реакторов на быстрых нейтронах (БН-600, БН-800). Диаметр 7 тепловыделяющих элементов составляет 8 мм, относительный шаг решетки – 1.19, длина зоны энерговыделения – 830 мм. Тепловыделяющие элементы расположены в корзине из 12 необогреваемых элементов, чтобы обеспечить конфигурацию геометрии бесконечной решетки (рис.1б).

Перед зоной энерговыделения имеется участок гидродинамической стабилизации длиной 130 мм. Над зоной энерговыделения расположен необогреваемый участок тягового плеча высотой 800 мм. Выход теплоносителя в пространство над сборкой осуществляется через уменьшенную в размерах головку захвата ТВС. Другие высоты контуров также соответствуют геометрии реактора БН-600 – расположение по высоте холодильника относительно участка энерговыделения, высоты предвключенного перед зоной нагрева участка и кассеты до головки захвата ТВС.

Установка позволяет проводить исследования при различных значениях статического давления в зоне кипения. Изменение давления осуществляется путем откачки аргона из газовых полостей баков, расположенных над моделями ТВС. Откачка осуществляется через ловушки паров, установленных на газовакуумных линиях. Для уменьшения колебаний давления в газовых полостях баков они соединены с газовой полостью дыхательного бака стенда, объем которого составляет 100 л. Это позволяет удерживать стабильное значение давления в зоне кипения.

Отвод тепла из циркуляционных контуров осуществляется с помощью холодильников двух типов. Один холодильник типа «трубки Фильда» установлен на опускной линии контуров. Второй холодильник в виде «рубашек» расположен на баках в вер-

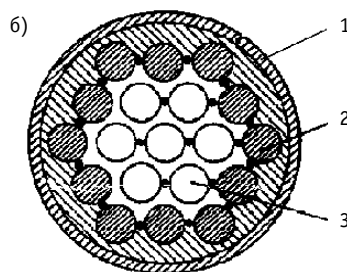
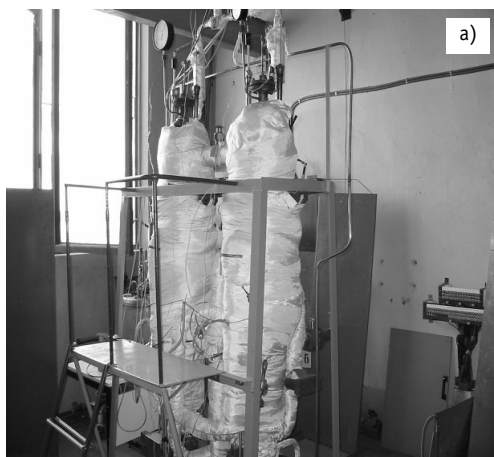


Рис. 1. Фрагмент установки для экспериментального исследования кипения жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющихборок (а) и поперечное сечение тепловыделяющейборок (б): 1 – корпусборок, 2 – необогреваемые стержни, 3 – тепловыделяющие элементы

хней части контура циркуляции. «Рубашки» снабжены линзовыми компенсаторами для компенсации неравномерности температурных расширений.

Перед ТВС в правом и в левом контурах циркуляции установлены дроссельные устройства в виде подвижных реек с дроссельными шайбами трех размеров (12, 16 и 20 мм), с помощью которых в процессе работы установки можно осуществлять различное дросселирование потока в контурах.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЙ

Экспериментальные исследования теплообмена и устойчивости циркуляции теплоносителя при кипении эвтектического натрий-калиевого сплава в моделях ТВС проводились первоначально отдельно для левого и правого контуров циркуляции, а затем при их параллельной работе в режимах с естественной конвекцией теплоносителя. Условия проведения и отдельные характеристики проведенных экспериментов приведены в табл. 1.

Таблица 1

Условия и параметры экспериментов по исследованию кипения жидкого металла в системе параллельных модельных сборок при естественной конвекции теплоносителя

Параметры экспериментов	Условия экспериментов			
	Независимая работа сборок		Параллельная работа сборок с одинаковой мощностью энерговыделения	
Экспериментальные ТВС	Левая обогреваемая ТВС	Правая обогреваемая ТВС	Левый контур	Правый контур
Время обогрева, с	4000	5200	5200	
Время от начала обогрева, с	3450	5200	5100	5100
Начальный тепловой поток, кВт/м ² *	0,0	30,0	8,0	8,0
Давление на выходе из пучка, бар	0,4	0,4	0,4	0,4
Максимальный тепловой поток на поверхности тепловыделяющего элемента, кВт/м ²	104,0	130,0	130,0	133,0
Начальный расход теплоносителя в циркуляционной петле, м ³ /ч	0,15	0,25	0,10	0,20
Максимальный расход теплоносителя в циркуляционной петле, м ³ /ч	0,82	0,63	1,00	0,90
Максимальная температура теплоносителя, °С	744	737	761	758

*отнесенный ко всей поверхности тепловыделения

Эксперименты были выполнены при постепенном увеличении мощности энерговыделения в моделях ТВС. Плотность теплового потока тепловыделяющих элементов увеличивалась с шагом 10–20 кВт/м². Далее определенное время выдерживалось для стабилизации теплогидравлических параметров.

Исследования проводились при пониженном давлении. Давление в дыхательных емкостях составляло около 0,4 бар, что соответствовало давлению в верхней области энерговыделения в моделях ТВС в диапазоне 0,49–0,52 бар.

Система измерений в процессе экспериментов контролировала следующие параметры (рис. 2):

- электрическую мощность, подводимую к тепловыделяющим элементам и электронагревателям установки;

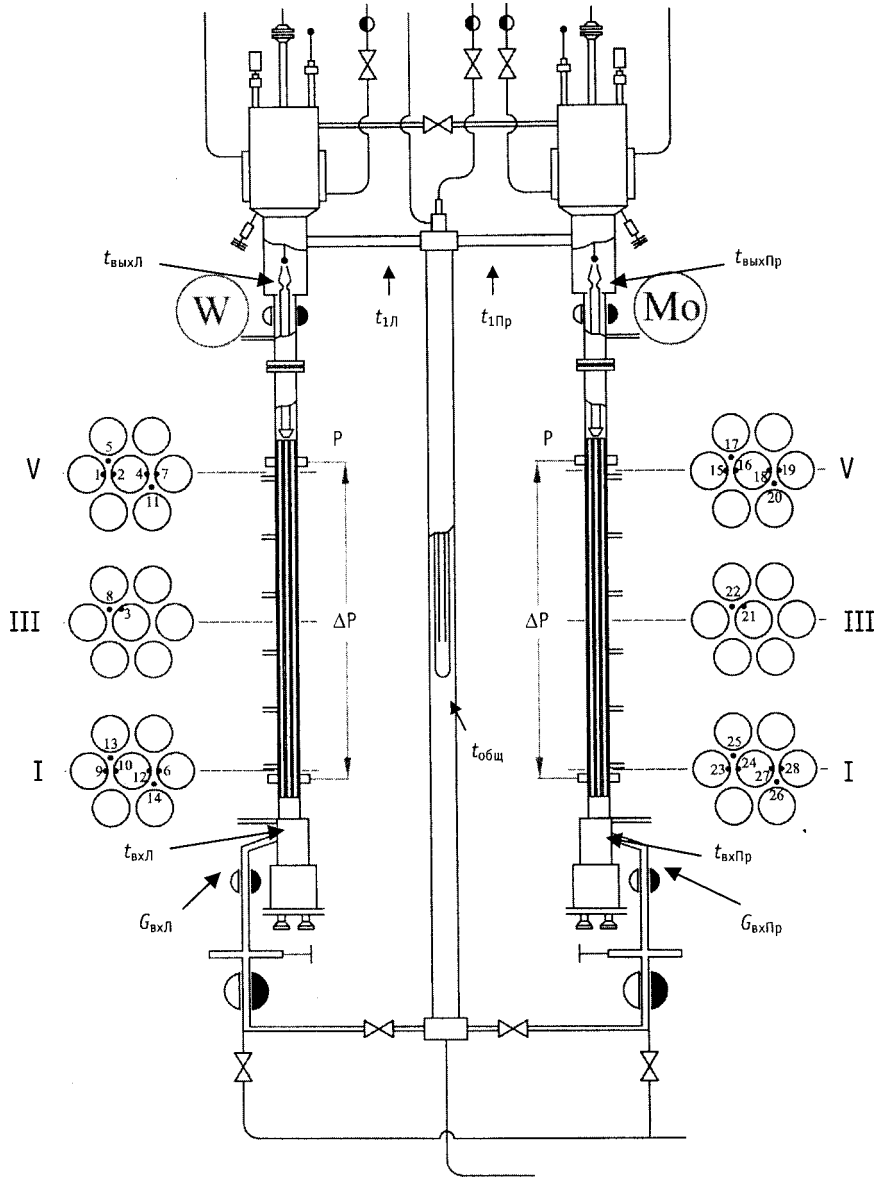


Рис. 2. Схематическое изображение фрагмента экспериментальной установки для исследования кипения жидкого металла в системе параллельных ТВС и расположение датчиков температуры, давления, расхода теплоносителя и температуры оболочки тепловыделяющих элементов (Л – левая сборка, Пр – правая сборка, индексы вх, вых, общ указывают входную, выходную и общую для контуров температуру соответственно)

- расход теплоносителя;
- статическое давление и пульсации давления в зоне кипения;
- перепад давления в моделях ТВС на участках тепловыделения;
- температуру поверхности тепловыделяющих элементов в 3-х сечениях по высоте участка энерговыделения;
- температуру теплоносителя в 3-х сечениях по высоте участка энерговыделения и в различных точках контура циркуляции;
- расход охлаждающей воды.

Для измерения расходов теплоносителя в каждом из контуров перед входом в зону энерговыделения был установлен магнитный расходомер.

Статическое давление в зоне кипения контролировалось с помощью образцового манометра. Перепад давлений на рабочих участках измерялся модернизированными преобразователями типа «Сапфир-22ДД». Измерение переменной составляющей (пульсаций) давления теплоносителя в зоне кипения выполнялось с помощью датчика «ПУЛЬС».

Измерение температуры наружной поверхности оболочки электрообогреваемых элементов и температуры теплоносителя осуществлялось хромель-алюмелевыми термомпарами в чехлах из нержавеющей стали диаметром 0,5–0,8 мм.

Сбор и регистрация экспериментальных данных производилась в оцифрованном виде с помощью автоматизированной системы управления теплогидравлическими исследованиями. Система построена на базе ЭВМ и обеспечивается системой аппаратных и программных средств для сбора и обработки экспериментальных данных.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Одиночные петли. На рис. 3 приведены типичные диаграммы изменения параметров при кипении жидкого теплоносителя в правом контуре. Теплогидравлические характеристики левого контура оказались практически идентичны соответствующим характеристикам правого контура.

По мере увеличения подводимой мощности происходил разогрев теплоносителя, возрастал расход теплоносителя в контурах циркуляции. При плотности теплового потока тепловыделяющих элементов ~ 95 кВт/м² в сечении на выходе из участка энерговыделителя появились пульсации температуры теплоносителя, стенки тепловыделяющих элементов, расхода и давления теплоносителя, характеризующие вскипание теплоносителя. При тепловом потоке ~ 130 кВт/м² возникли устойчивые пульсации теплогидравлических параметров. Первоначально наблюдались пульсации с небольшой амплитудой и периодом 3–5 с, характеризующие образование, рост и унос паровых пузырьков потоком теплоносителя. Затем проявился колебательный процесс с большей амплитудой и периодом пульсаций в диапазоне от 20 до 40 с. При этом пульсации всех параметров оказались синхронизированы во времени. Их амплитуда и период постепенно увеличивались с течением времени.

Колебания параметров с большой амплитудой характеризуют образование снарядоподобных пузырей, которые расширяются по сечению сборки, а также вниз и вверх по потоку теплоносителя, что приводит к резкому падению расхода, увеличению давления на входе в сборку, росту падения давления по тракту участка энерговыделения и к значительному увеличению измеряемой термопарой температуры теплоносителя. После уноса снаряда потоком жидкого металла расход и давление в подъемном участке возвращается к своим исходным значениям. Расход резко увеличивается, участок энерговыделения заполняется холодным теплоносителем и процесс разогрева повторяется. С течением времени период времени существования снаряда возрастает.

Система параллельных ТВС с идентичными параметрами. В ходе эксперимента температура теплоносителя достигла температуры насыщения несколько быстрее в левой ТВС, чем в правой. При тепловом потоке тепловыделяющих элементов ~ 95 кВт/м² в левой ТВС началось подкипание теплоносителя. При этом расход теплоносителя в левом контуре резко снизился. Через небольшой промежуток времени (~ 30 с) произошел скачок расхода теплоносителя в обоих контурах до значения $\sim 0,45$ м³/ч. В дальнейшем, при увеличении теплового потока до 130 кВт/м² изменение значений теплогидравлических параметров в левом и в правом контурах происходило синхронно (рис. 4–6).

В промежутке времени от 3500 до 4200 с наблюдались колебания теплогидрав-

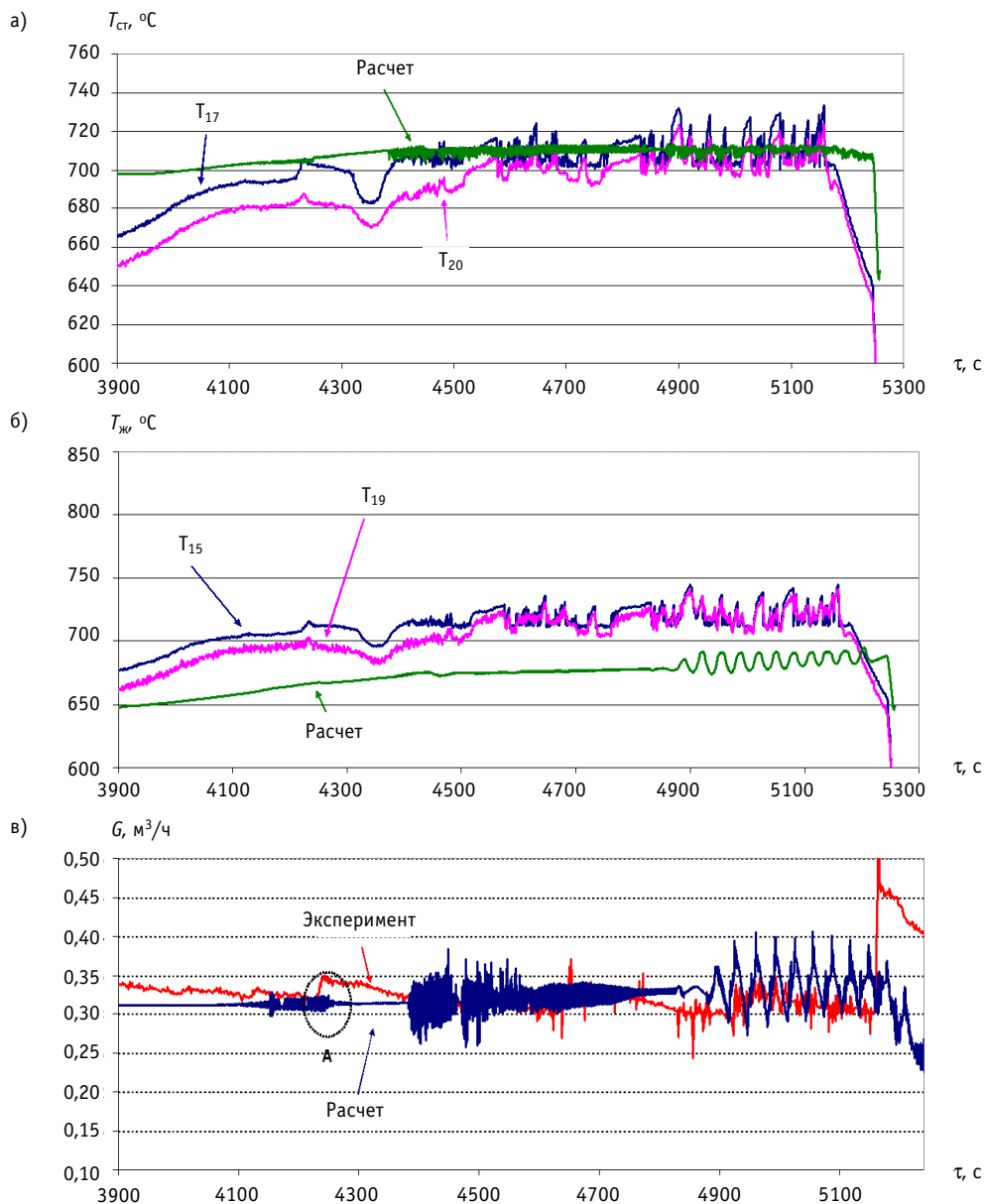


Рис. 3. Сравнение расчетных и экспериментальных распределений во времени температуры поверхности тепловыделяющих элементов (а), температуры теплоносителя (б) и расхода теплоносителя (в) при работе отдельной тепловыделяющей сборки

лических параметров с малой амплитудой и с периодом около 3 с (автоколебания). Затем наступил противофазный режим колебаний с большой амплитудой и с периодом 20–35 с с наложением режима автоколебаний (рис. 6 а–в). Амплитуда пульсаций расхода в системе параллельных взаимодействующих ТВС возросла до $\sim 0,50 \text{ м}^3/\text{ч}$ по сравнению с амплитудой пульсаций расхода в ТВС в одиночном циркуляционном контуре $\sim 0,05 \text{ м}^3/\text{ч}$, что указывает на эффект усиления пульсаций вследствие гидравлического взаимодействия параллельных каналов – эффект межканальной неустойчивости. При этом наблюдается падение расходов теплоносителя в левом и в правом контурах до 3–5 раз.

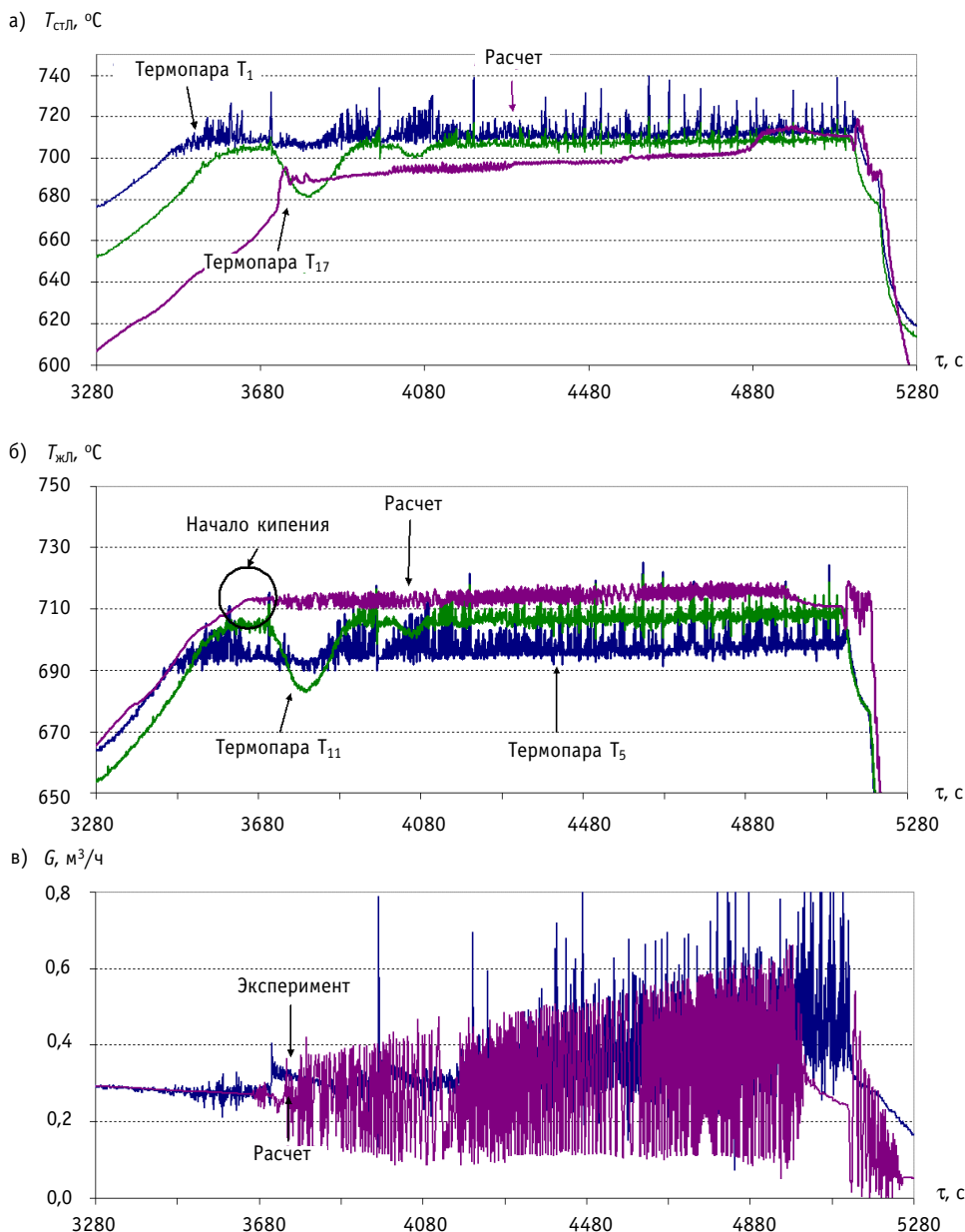


Рис. 4. Сравнение расчетных и экспериментальных распределений во времени температуры поверхности тепловыделяющих элементов (а), температуры теплоносителя (б), расхода теплоносителя (в) в левой ТВС при параллельной работе ТВС с одинаковым энерговыделением

Следует отметить, что обработка экспериментальных данных путем вычитания постоянной составляющей расхода для левого и правого контуров указала также на наличие противофазного колебания расхода теплоносителя в различных контурах с периодом 150–200 с (рис. 6г).

МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Для осуществления численного моделирования гидродинамики и теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных ТВС развита новая версия кода SABENA [24], разработанного ранее для теплогидравлического анализа кипения на-

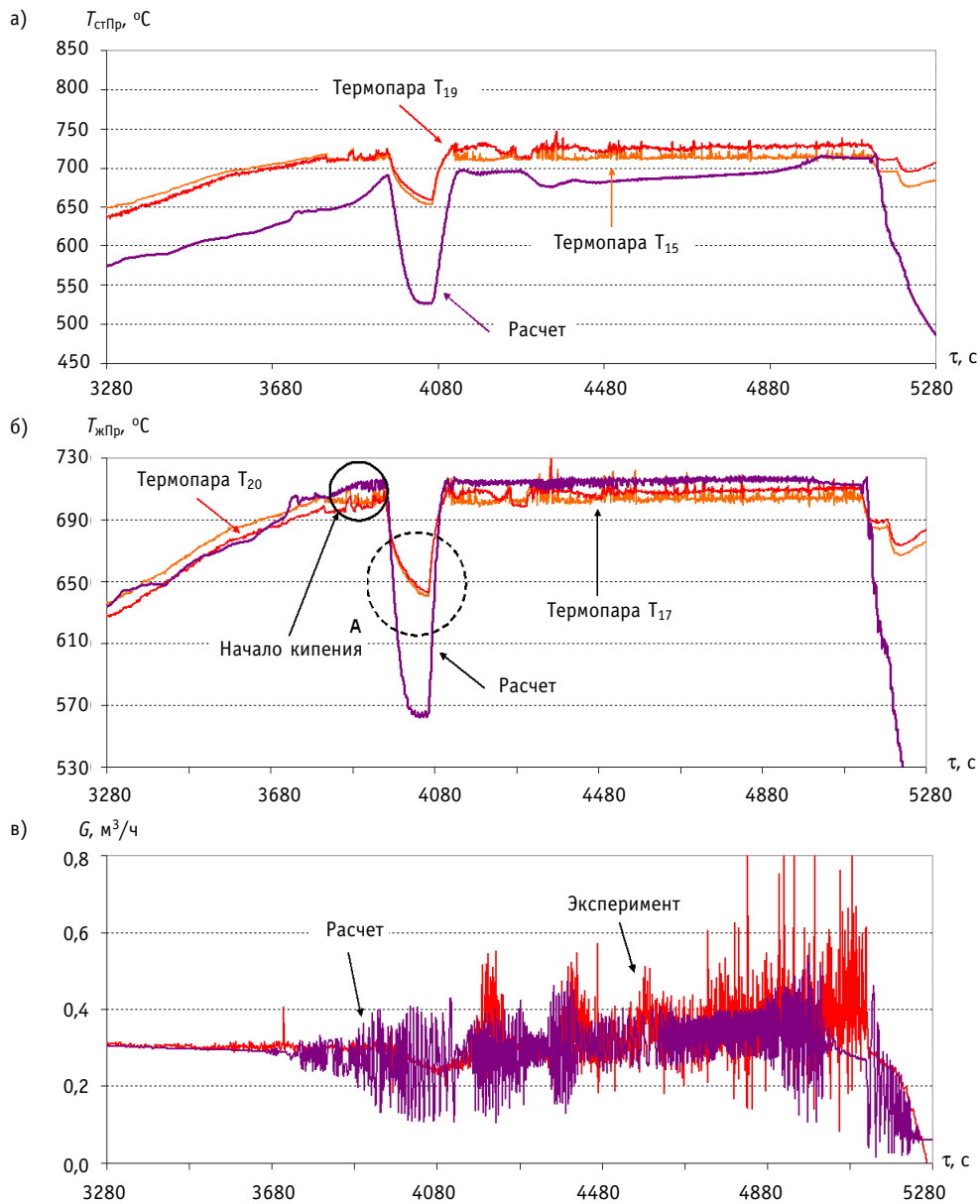


Рис.5. Сравнение расчетных и экспериментальных распределений во времени температуры поверхности тепловыделяющих элементов (а), температуры теплоносителя (б), расхода теплоносителя (в) в правой ТВС при параллельной работе ТВС с одинаковым энерговыделением

трия в ТВС быстрых реакторов, реализующая двухжидкостную модель двухфазного потока жидкого металла в приближении равных давлений в паровой и жидкой фазах [25].

Сборка тепловыделяющих элементов моделируется в многомерном поканальном приближении, остальная часть контура циркуляции в одномерном приближении. Замыкающие соотношения и теплофизические свойства эвтектического натрий-калиевого сплава уточнены путем проведения специального анализа с использованием экспериментальных данных [26–29]. Реализованная в коде численная процедура решения системы уравнений сохранения массы, импульса и энергии двухфазного потока по методу конечных разностей позволила выполнить численное моделирова-

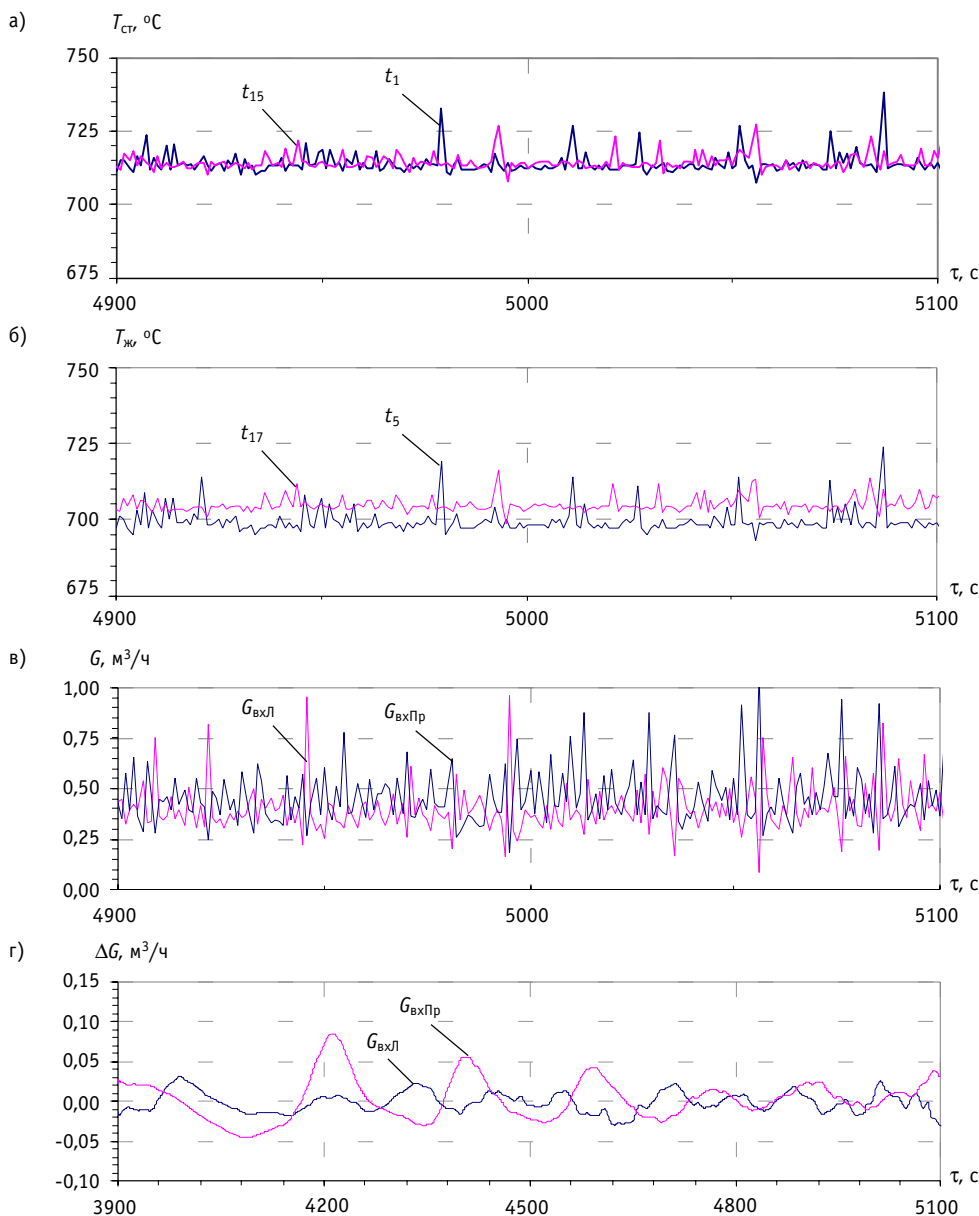


Рис.6. Фрагмент изменения во времени температуры поверхности тепловыделяющих элементов (а), температуры теплоносителя (б) и расхода теплоносителя (в) в правой и в левой ТВС, результаты обработки данных по расходу теплоносителя в правой и в левой ТВС (г) при параллельной работе сборок с равным энерговыделением

ние теплогидравлики в циркуляционном контуре как для случая одиночной ТВС, так и системы параллельных ТВС [30].

Результаты численного моделирования гидродинамики и теплообмена для условий эксперимента для одиночной энерговыделяющей ТВС в контуре циркуляции показывают (рис. 3), что при расчете возникновение пузырькового кипения теплоносителя обнаруживается несколько позднее, чем в эксперименте. В дальнейшем, хотя результаты расчетов не описывают полученные в эксперименте пульсации параметров высокого порядка, тем не менее расчеты удовлетворительно описывают изменение во времени средних значений температуры теплоносителя и оболочки имитато-

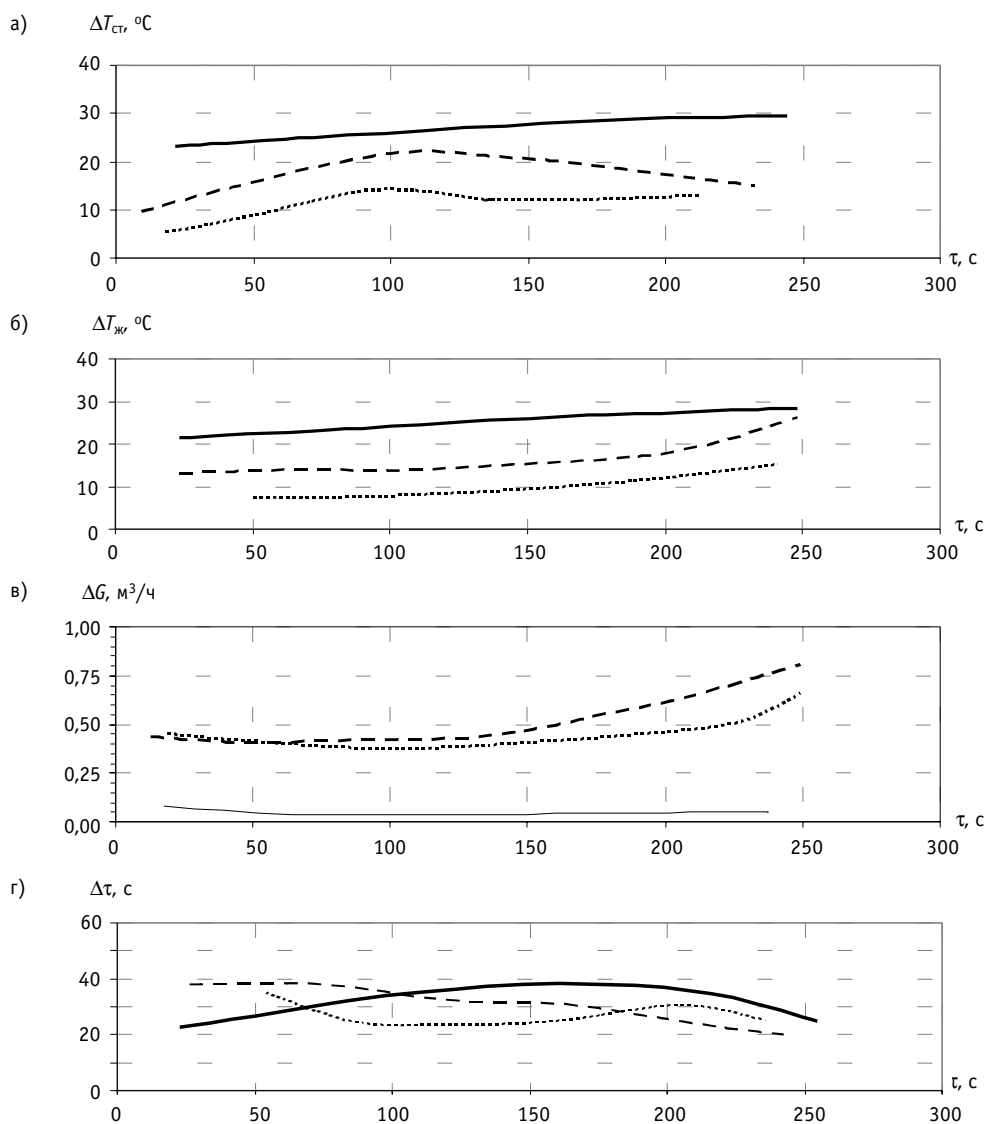


Рис.7. Амплитуды колебаний температуры стенки (а), температуры теплоносителя (б), расхода теплоносителя (в) и период их колебаний (г): одиночная правая ТВС (—); параллельные левая (---) и правая (· · ·) ТВС при одинаковом энерговыделении

ров твэлов, а также изменение расхода теплоносителя в течение всего переходного процесса до момента отключения мощности.

Для системы параллельных ТВС, как видно из рис. 4 и 5, расчеты воспроизводят ход температуры, развитие режимов течения однофазного потока (пузырькового, снарядного), пульсации расхода жидкого металла. Расчеты демонстрируют противофазные пульсации расхода теплоносителя в параллельных ТВС, межканальную неустойчивость, характеризующуюся значительным возрастанием амплитуды пульсаций расхода теплоносителя в параллельных ТВС по сравнению с одиночными ТВС, периодическим падением расхода теплоносителя в ТВС практически до нуля и возможным осушением ТВС.

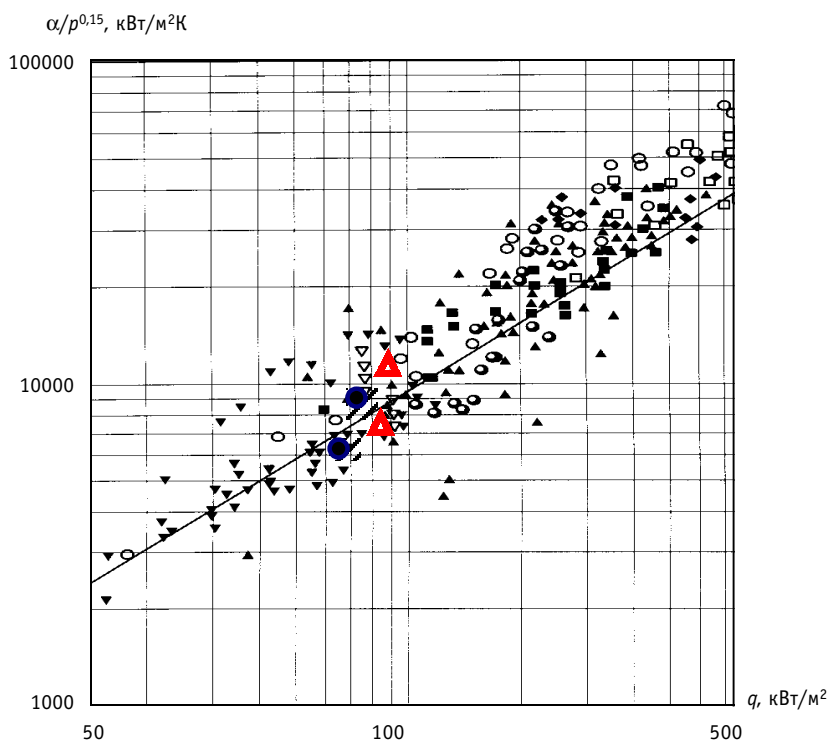


Рис. 8. Сравнение данных по теплоотдаче при кипении жидких металлов: — — расчет по формуле (1) [32]. Экспериментальные данные:

Калий [31]: ▼ – большой объем; ○ – труба $D = 10$ мм (теплообменник); ▲ – труба $D = 6$ мм (электрический обогрев); ■ – труба $D = 10$ мм (электрический обогрев); ▽ – труба $D = 22$ мм (электрический обогрев); ◆ – труба $D = 8,3$ мм (электрический обогрев); □ – труба $D = 4$ мм (электрический обогрев)
 Na-K эвтектический сплав (ГНЦ РФ-ФЭИ): ● – отдельная 7-элементная сборка с длиной тепловыделения 420 мм [6,7]; ● – 7-элементные сборки с длиной тепловыделения 830 мм: ○ – отдельная (правая) сборка, ▲ – параллельные сборки с одинаковой мощностью

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ

Расходная характеристика. С увеличением мощности энерговыделения в ТВС расход теплоносителя в контурах циркуляции постепенно возрастает. При возникновении кипения теплоносителя (плотность теплового потока тепловыделяющих элементов более 100 кВт/м^2) темп роста расхода увеличивается. Зависимости расхода при индивидуальной и параллельной работе контуров оказались близкими.

Межканальная неустойчивость. При закипании жидкого металла в одной из ТВС возникшие в соответствующем контуре циркуляции пульсации расхода теплоносителя и других теплогидравлических параметров обуславливают противофазные синхронизированные пульсации параметров в другом контуре циркуляции. Для снарядного режима период пульсаций теплогидравлических параметров находится в диапазоне от 20 до 40 с. Размах пульсаций расхода теплоносителя в системе параллельных каналов (ТВС) при этом практически на порядок превышает размах пульсаций расхода при индивидуальной работе каналов (рис. 7). Увеличение расхода теплоносителя при уносе парового «снаряда» в одном из контуров может привести к «запиранию» (снижению расхода до нуля) в другом контуре циркуляции и к осушению поверхности твэлов или к инверсии расхода теплоносителя в этом контуре. Эффект «резонанса» пульсаций усиливается при различии энерговыделения в параллельных ТВС.

Теплоотдача от тепловыделяющих элементов. Величина температурного напора стенка-жидкость для пузырькового и снарядного режимов кипения для диапазо-

на тепловых потоках от 90 до 250 кВт/м² находится в пределах от 10 до 20°С. Выполненный анализ показывает, что полученные экспериментально значения коэффициентов теплоотдачи при кипении эвтектического натрий-калиевого сплава в пучках находятся в том же диапазоне, что и данные по теплоотдаче при кипении калия при течении в трубах [31] и при кипении жидких металлов в большом объеме [32], которые описываются зависимостью (рис. 8):

$$\alpha = Aq^m p^n,$$

где p – давление, q – плотность теплового потока; коэффициенты, описывающие различные данные, принимают значения $m = 0,7$; $n \approx 0,1 \dots 0,15$; $A = 4,5 \dots 7,5$ как для калия, так и для сплава натрий-калий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных исследований кипения эвтектического натрий-калиевого сплава в системе двух параллельных модельных ТВС реактора на быстрых нейтронах в контуре с естественной циркуляцией теплоносителя показывают:

- при плотности теплового потока тепловыделяющих элементов ~ 95 кВт/м² в ТВС возникает пузырьковое кипение теплоносителя, которое характеризуется устойчивыми значениями с небольшими по амплитуде и с периодом от 1 до 5 с пульсациями теплогидравлических параметров (расход, давление, температура теплоносителя и поверхности тепловыделяющих элементов);
- при плотности теплового потока тепловыделяющих элементов ~ 130 кВт/м² пузырьковый режим кипения переходит в развитый снарядный режим кипения, характеризующийся колебаниями расхода с большой амплитудой, а также колебаниями других теплогидравлических параметров с периодом от 20 до 40 с, на который накладываются колебания теплогидравлических параметров с периодом около от 150 до 200 с, а также колебания теплогидравлических параметров с малой амплитудой и с периодом 3–5 с;
- зависимости расхода теплоносителя от плотности теплового потока тепловыделяющих элементов в отдельных ТВС, а также работающих в системе параллельных каналов, близки к соответствующим зависимостям расхода для контуров, работающих индивидуально;
- пульсации всех теплогидравлических параметров в отдельных контурах циркуляции происходят в одном временном режиме;
- возникновение колебательного процесса при кипении теплоносителя в одной из параллельных ТВС приводит к противофазному колебательному процессу в другой ТВС, в дальнейшем колебания теплогидравлических параметров в различных контурах носят противофазный характер;
- гидродинамическое взаимодействие контуров с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и к возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя в контурах, к росту температуры теплоносителя и оболочки тепловыделяющих элементов (эффект межканальной неустойчивости) и в конечном итоге к возникновению кризиса теплообмена;
- значения коэффициентов теплоотдачи тепловыделяющих элементов при кипении жидкого металла в моделях ТВС в одиночных контурах и при их параллельной работе согласуются между собой и находятся примерно в том же диапазоне, что и данные по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах и при кипении жидких металлов в большом объеме.

Модифицированный расчетный код SABENA-3D позволил осуществить численное моделирование процессов теплообмена и устойчивости циркуляции теплоносителя

при кипении жидкого металла как в одиночных ТВС, так и в системе параллельных ТВС в контуре с естественной конвекцией.

Литература

1. Усынин Г.Б., Кусманцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – С. 187.
2. Singer R., Betten P., Gillette J. et al. Studies of Thermal-Hydraulic Phenomena in EBR-II//Nuclear Engineering and Design. – 1980. – V. 62. – P. 219-232.
3. Sakai K., Yano M., Tezuka H. Reactor Core Thermohydraulic Transients with Thermohydraulic Coupling//Nuclear Engineering and Design. – 1982. – V. 73. – № 3. – P. 373-404.
4. Kaizer A., Huber F. Sodium Boiling Experiment a Low Power under Natural Convection//Nuclear Engineering and Design. – 1987. – V. 100. – № 3. – P. 367-376.
5. Yamaguchi K. Flow Pattern and Dryout under Sodium Boiling Convection//Nuclear Engineering and Design. – 1987. – V. 99. – № 3. – P. 247-263.
6. Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Мальков В.Л., Колесник В.П., Марцинюк Д.Е., Рымкевич К.С., Корхов О.А. Экспериментальные исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции/ Препринт ФЭИ-2631. – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997.
7. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Колесник В.П., Марцинюк С.С., Мальков В.Л., Сорокин Г.А., Рымкевич К.С. Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции//Теплоэнергетика. – 2003. – № 3. – С. 20-26.
8. Aritomi M., Aoki S., Inoue A. Instabilities in Parallel Channel of Forced-convection Boiling Upflow System, (III) System with Different Flow Conditions between Two Channels//Nuclear Science and Technology. – 1979. – V. 16. – № 5. – P. 343-355.
9. Смолин В.И., Шпанский С.В., Есиков В.И. и др. Анализ теплогидравлической неустойчивости в каналах кипящего реактора//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 6. – С. 366-369.
10. Митенков Ф.М., Моторов Б.И. Механизмы неустойчивости процессов в тепловой и ядерной энергетике. – М.: Атомиздат, 1981.
11. Murase M., Nation M. BWR Lose of Coolant Integral Test with Two Bundle Loop I (Thermal-Hydraulic Characteristics in Parallel Channels)//Journal of Nuclear Science and Technology. – 1985. – V. 22. – № 3. – P. 213-224.
12. Яркин А.Н., Куликов Б.И., Швидченко Г.И. Границы области неустойчивости и период пульсаций в системе параллельных парогенерирующих каналов//Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 1. – С. 19-23.
13. Урусов Г.Л., Трещев Г.Г., Кобзарь Л.Л., Завальский В.П. Устойчивость естественной циркуляции неравновесного пароводяного потока//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – М.: ЦНИИАтоминформ – 1987. – Вып. 2. – С. 21-26.
14. Малкин С.Д., Хабенский В.Б., Мигров Ю.А., Ефимов В.К., Волкова С.Н. Влияние аперидической неустойчивости на динамику однофазного потока в параллельных обогреваемых каналах при малых скоростях теплоносителя//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – М.: ЦНИИАтоминформ. – 1987. – Вып. 2. – С. 27-33.
15. Зисман А.С., Орехов Ю.И., Пометько Р.С., Селиванов В.М., Сергеев Ю.А. Расходные характеристики и устойчивость естественной циркуляции в замкнутых системах/Сб. докл. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР»: Междунар. семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990). – Обнинск: ОНТИ ФЭИ, 1999. – Т. 2. – С. 112-119.
16. Яркин А.Н. Гистерезисные явления в системе параллельных каналов/Сб. докл. «Гидродинамика и теплообмен в нестационарных условиях»: Междунар. конф. «Теплофизика-89» (21-23 ноября 1989). – Обнинск: ОНТИ ФЭИ, 1992. – С. 154-165.
17. Aritomi M., Chiang J.H., Nakahashi T., Wataru M., Mori M. Fundamental Study on Thermo-Hydraulics during Stop-Up in Natural Circulation Boiling Water Reactor, (I) Thermo-Hydraulics Instabilities//Nuclear Science and Technology. – 1992. – V. 29. – № 7. – P. 631-661.
18. Chiang J.H., Aritomi M. Fundamental Study on Thermo-Hydraulics during Stop-Up in Natural Circulation Boiling Water Reactor, (II) Natural Circulation Oscillation Induced by Hydrostatic Head Fluctuation//Nuclear Science and Technology. – 1993. – V. 30. – № 3. – P. 203-211.

19. Хабенский В.Б., Герлига В.А. Нестабильность потока теплоносителя в элементах оборудования. – СПб.: Наука, 1994.
20. Podowski M.Z., Rosa M.P. Modeling and Numerical Simulation of Oscillatory Two-phase Flows with Application to Boiling Water Nuclear Reactors//Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 177. – № 2. – P. 179-184.
21. Zanocco P., Gimenez M., Delmastro D. Modeling Aspects in Linear Stability Analysis of a Self-Pressurized, Natural Circulation Integral Reactor//Nuclear Engineering and Design. – 2004. – V. 231. – № 3. – P. 283-301.
22. Koncoro H., Iwahashi K., Rao Y.F., Fukuda K. Experimental Study on the Stability Characteristics of Two-phase Flows in Parallel Boiling Channels under Natural-Circulation Conditions// International Conference on Nuclear Engineering, ASME. – 1996. – V. 1. – Part 1. – P. 373-383.
23. Иванов Е.Ф., Сорокин А.П., Иванов В.В., Богословская Г.П., Волков А.Д., Зуева И.Р., Рымкевич К.С. Экспериментальные исследования кипения жидкого металла в параллельных каналах в условиях естественной циркуляции/Препринт ФЭИ-3023. – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 2004.
24. Ninokata H., Okano T. SABENA: Subassembly Boiling Evaluation Numerical Analysis // Nuclear Engineering and Design. – 1990. – V. 120. – № 3. – P. 349-367.
25. Sorokin G., Ninokata H., Sorokin A., Endo H. Numerical Modelling of Liquid Metal Boiling in Parallel Channels under Natural Circulation Conditions // Proceeding «Hydrodynamics and Heat Transfer in Single and Two Phase Flow of Liquid Metals». 11-th International Meeting of the IAEH Working Group on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics (5-9 July 2004). – Obninsk: SSC RF-IPPE, 2005.
26. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968.
27. Handbook of Thermodynamics and Transport Properties of Alkali Metals. Ed. R.W. Ohse. Oxford, B.S. Publ., 1985.
28. Быстров П.М., Каган Д.Н., Кречетова Г.А. и др. Тепловые трубы с жидкометаллическим охлаждением и энергетические установки. – М.: Наука, 1988.
29. Кириллов П.Л., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства жидкометаллических теплоносителей (справочные таблицы и соотношения): Обзор ФЭИ-0291. – М.: ЦНИИатоминформ, 2000.
30. Sorokin G., Sorokin A. Experimental and Numerical Investigations of Liquid Metal Boiling in Fuel Subassemblies under Natural Circulation Conditions//Accepted for publication in Special Volume of the Progress in Nuclear Energy, Great Britain, September 2005.
31. Боршанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. – М.: Атомиздат, 1976.
32. Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Кипение щелочных металлов в каналах. – М.: Наука, 1983.

Поступила в редакцию 30.06.2005

КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА РЕГИСТРАЦИИ ЗАБОЛЕВАЕМОСТИ УЧАСТНИКОВ ЛИКВИДАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИИ НА ЧАЭС В РАЗЛИЧНЫХ ДОЗОВЫХ ГРУППАХ*

А.П. Бирюков*, В.К. Иванов*, В.Ф. Украинцев**,
М.А. Болохоненкова*, Е.В. Кочергина*, З.Г. Круглова*,
Н.С. Зеленская*

**Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск*

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



Проведено изучение влияния дозового фактора на качество регистрации состояния здоровья ликвидаторов. Материалом исследования служили данные Национального радиационно-эпидемиологического регистра: структура и величина стандартизованных показателей заболеваемости в двух дозовых группах (первая: 0–10 сГр; вторая: 20 сГр и более). Установлено, что эффективность диспансеризации и напряженность мониторинга в различных дозовых группах одинаковы, определяются общими для всех ликвидаторов законодательными актами, действующими на территории Российской Федерации, и не влияют на результаты проведения радиационно-эпидемиологического анализа.

Несмотря на то, что с момента аварии на ЧАЭС прошло уже 20 лет, изучение состояния здоровья населения, подвергшегося облучению в результате катастрофы, продолжает оставаться одной из важных проблем национального здравоохранения [1–2]. Технология принятия управленческих решений в области здравоохранения в развитии эпидемиологической ситуации требует в отдаленном периоде организации долгосрочного наблюдения за состоянием здоровья, на основании которого должно планироваться проведение лечебно-оздоровительных мероприятий для снижения возможных отдаленных радиационных эффектов у пострадавшего от облучения населения, обеспечения качественного сбора и обработки медико-дозиметрических данных [3, 4, 5, 7, 8].

Важно организовать на протяжении длительного срока тщательное наблюдение за облученными контингентами для оценки отдаленных последствий. Для деятельности органов здравоохранения стала необходимой задача выявления возможного влияния радиационного фактора, и, прежде всего, малых доз ионизирующего излу-

© *А.П. Бирюков, В.К. Иванов, В.Ф. Украинцев, М.А. Болохоненкова, Е.В. Кочергина,
З.Г. Круглова, Н.С. Зеленская, 2005*

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

чения, на популяционном уровне. Все больший теоретический и практический интерес представляет разработка прогноза состояния здоровья населения, подвергнутого радиационному воздействию вследствие аварии. В решении этой проблемы важное место занимают эпидемиологические и демографические исследования наиболее облученной и одной из наиболее многочисленных категорий населения, пострадавшего в результате аварии на ЧАЭС, – участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС [1, 2, 4].

В то же время существует теоретическая возможность искажения результатов радиационно-эпидемиологических исследований за счет нарушений регистрации случаев заболевания в первичной медицинской документации. Наиболее уязвимым звеном при этом представляется несоответствие качества данных в различных дозовых группах за счет возможной повышенной мотивации ликвидаторов с большими дозами облучения при прохождении диспансеризации. Таким образом, комплексный анализ первичной медицинской документации из различных источников (первичные документы регистра, амбулаторные карты и данные иных документальных источников) является в настоящее время одной из актуальных проблем, решение которой позволит не только повысить эффективность специализированной медицинской помощи ликвидаторам, но и получить новые данные о состоянии здоровья населения, подвергнутого облучению в малых дозах.

Целью настоящей работы являлось изучение влияния дозового фактора на качество регистрации состояния здоровья ликвидаторов. Основой проводимого анализа служили данные Национального радиационно-эпидемиологического регистра. Среди ликвидаторов процент лиц с установленной дозой внешнего облучения от общего числа зарегистрированных по регионам колеблется от 35,6 до 91,1%. Максимальный процент лиц с установленной дозой зарегистрирован в Западно-Сибирском (91,1%), Восточно-Сибирском (85,1%) и Уральском (82,9%) регионах. Минимальный процент в регистре МПС РФ – 35,6%. В целом по России наибольшее число мужчин-ликвидаторов с установленной дозой внешнего облучения имеют дозу от 0 до 5 сГр (34,3%), 25,9% лиц имеют дозу от 5 до 10 сГр, 17,6% находятся в дозовой группе от 20 до 25 сГр. Менее всего ликвидаторов в дозовой группе свыше 25 сГр – 2,2%.

Для вычисления дозовой зависимости среди всех ликвидаторов, имеющих дозиметрические данные, нами были выделены две дозовые группы (первая: 0–10 сГр; вторая: 20 сГр и более), в которых вычислялись стандартизованные по возрасту показатели заболеваемости за период с 1992 по 1998 гг.

Сложившиеся тенденции свидетельствуют о том, что обычно диспансерный осмотр удается провести в полном объеме у 70% ликвидаторов. Процент прошедших диспансеризацию постоянно варьирует: в 1995 г. он составлял 72,3%, в 1996 – 71,3%, в 1997 – 69,6% и в 1998 – 64,0% л. В 1998 г. из 163291 стоящих на учете мужчин-ликвидаторов диспансеризацию прошли 104481 чел., что составляет 64,0%; в 2003 г. из 157471 стоящих на учете мужчин-ликвидаторов диспансеризацию прошли 107363 чел., что составляет 68,2%.

Результаты сравнительного анализа охвата диспансерным наблюдением ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения представлены на рис. 1. При этом было установлено, что уровень диспансеризации в дозовых группах достаточно ровный и не имеет связанных с дозовыми характеристиками временных и территориальных тенденций.

При оценке качества проведения профилактических осмотров в первую очередь следует обратить внимание на выявляемость отклонений в состоянии здоровья у исследуемого контингента. Распределение ликвидаторов 1 и 2 групп по процедуре впервые выявленного диагноза, которое демонстрирует отсутствие существенных

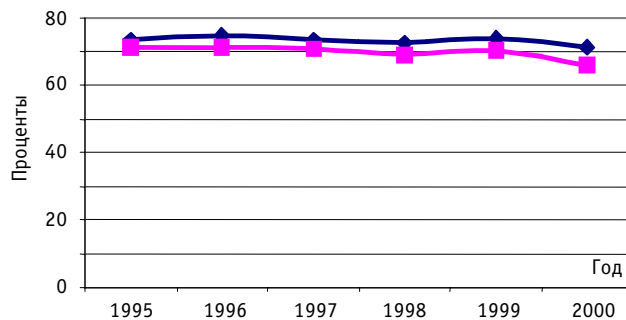


Рис.1. Охват диспансерным наблюдением ликвидаторов с низкими (группа 1) и высокими дозами (группа 2) облучения: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

различий в данном компоненте диспансеризации среди ликвидаторов разных дозовых групп, представлено на рис. 2.

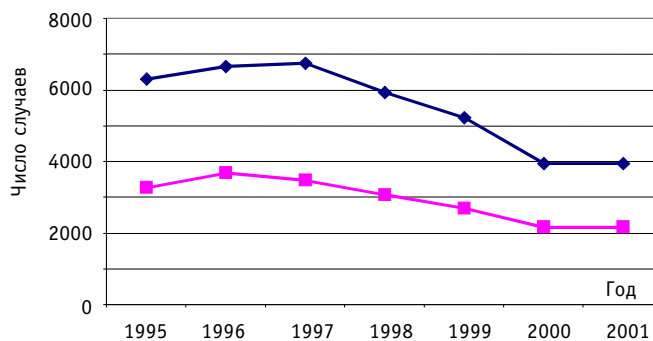


Рис.2. Распределение ликвидаторов 1 и 2 групп по процедуре впервые выявленного диагноза: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

Одним из важных критериев эффективности диспансерного наблюдения и степени его интенсивности являются структура и уровень впервые выявленной заболеваемости. Структура впервые выявленной заболеваемости новообразованиями среди ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения представлена на рис. 3. Данный класс заболеваний имеет приоритетный характер в технологии радиационно-эпидемиологического анализа и не носит эксклюзивного характера в современной клинической диагностической практике (6).

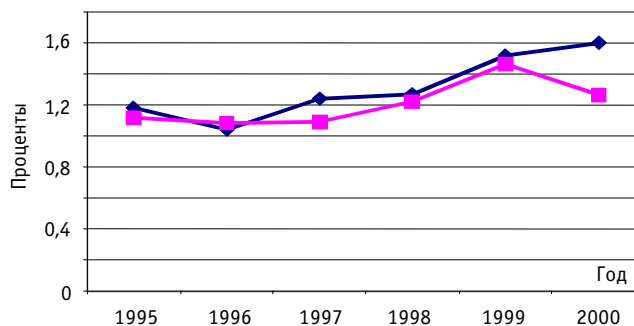


Рис. 3. Вклад (в %) впервые выявленной заболеваемости новообразованиями среди ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения в общую структуру заболеваемости: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

Таким образом, следует отметить, что в структуре заболеваемости ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения новообразования занимают практически одинаковую составную часть.

Заболеваемость психической сферы, как правило, требует присутствия в составе врачебно-медицинской комиссии квалифицированного специалиста в области психиатрии. Кроме того, именно психоэмоциональный фактор развития ряда патологических состояний может присутствовать в клинике заболеваемости ликвидаторов. Вклад психических заболеваний в общую структуру заболеваемости ликвидаторов (рис. 4) как первой, так и второй групп практически одинаков.

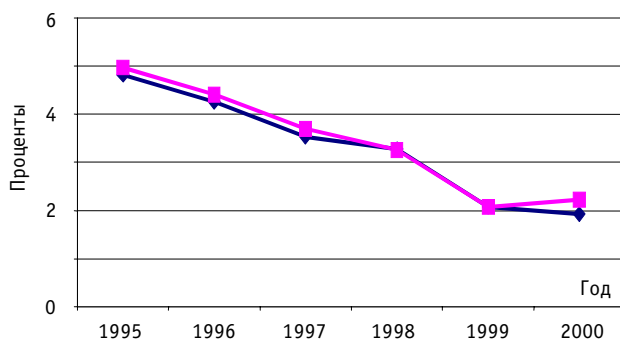


Рис. 4. Вклад (в %) впервые выявленной заболеваемости психическими болезнями среди ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения в общую структуру заболеваемости: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

Исходя из задач исследования, необходимо признать индикаторной патологией заболевания кожи, которые, являясь визуальной формой заболеваемости, имеют первостепенное значение в оценке качества диспансеризации, ведь для установления большинства заболеваний этого класса требуется лишь визуальный контакт больного и врача. Структура заболеваемости болезнями кожи, представленная на рис. 5, свидетельствует если не о преобладании их в структуре заболеваемости ликвидаторов с наиболее низкими дозами облучения (группа 1), то о явном отсутствии повышения плотности скрининга в группе 2.

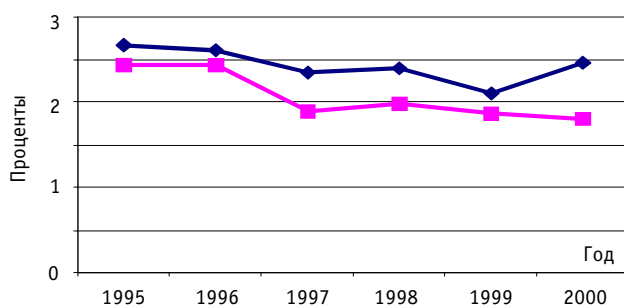


Рис. 5. Вклад (в %) впервые выявленной заболеваемости болезнями кожи среди ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения в общую структуру заболеваемости: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

При исследовании динамики показателей заболеваемости (на 100 000 чел.) по классам болезней, у ликвидаторов различных дозовых групп за период 1995–2000 гг. для подавляющего числа нозологий не получено никаких признаков искусственного повышения выявляемости патологических состояний в более высоких дозовых группах ликвидаторов. Показатели заболеваемости злокачественными новообразо-

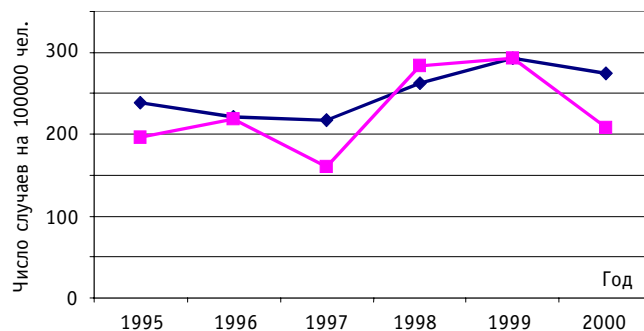


Рис. 6. Заболеваемость злокачественными новообразованиями (на 100 000 чел.) среди ликвидаторов с наиболее низкими (группа 1) и наиболее высокими дозами (группа 2) облучения: ◆ – 1 группа; ■ – 2 группа

ваниями, о значении которых указано выше, представлены на рис. 6. В обеих группах исследованных расхождения в значениях показателей заболеваемости за исследуемый отрезок времени полностью нивелированы.

Следует отметить, что ранее с помощью методов факторного анализа и метода главных компонент были проведены специальные исследования с целью установления корреляций между величинами впервые выявленной заболеваемости ликвидаторов и показателями экологического загрязнения территорий их постоянного проживания. Ни в одной категории выявленной заболеваемости не было обнаружено достоверных (статистически значимых) различий заболеваемости и показателей экологической загрязненности территорий проживания ни в одной из категорий сравнения [9].

Результаты проведенного исследования свидетельствуют о том, что структура и показатели впервые выявленной заболеваемости одинаковы для группировок ликвидаторов, разделенных по дозовому принципу. Следовательно, эффективность диспансеризации и напряженность мониторинга в различных дозовых группах одинаковы: ликвидаторы, получившие различные дозы облучения, одинаково охвачены медицинским наблюдением. Организация диспансерного наблюдения ликвидаторов до настоящего времени не была ориентирована на дозовые ограничения в доступности медицинской помощи, т.к. законодательные акты, регламентирующие медицинскую помощь ликвидаторам, не предусматривают дополнительные медицинские мероприятия для лиц с более высокими дозами облучения. С позиций современных моделей радиационного риска такой подход более социален, чем эффективен, но целью данного исследования было установление отсутствия влияния существующей системы специализированной медицинской помощи на результаты проведения радиационно-эпидемиологического анализа.

Литература

1. Бирюков А.П., Иванов В.К., Максюттов М.А., Иванова И.Н. Ионизирующее излучение как фактор риска развития злокачественных новообразований органов пищеварения // Радиация и риск. – 1999. – Вып. 12. – С. 99-108.
2. Бирюков А.П., Иванов В.К., Кочергина Е.В., Иванов С.И., Карякин о.Б., Мальцева В.И. Исследование заболеваемости злокачественными новообразованиями мочеполовой системы у ликвидаторов по Российской Федерации за 1987–1996 гг. // Радиация и риск. – 1999. – Вып. 11. – С. 49-65.
3. Бузунов В.А., Бугаев В.Н. Авария на ЧАЭС: Радиоэкология, доза, здоровье населения. – Киев: Об-во «Знание», 1990. – 23 с.
4. Иванов В.К., Михальский А.И., Петровская А.М., Чекин С.Ю. Факторы риска, влияющие на заболеваемость ликвидаторов последствий аварии на Чернобыльской АЭС // Медицинская радиология. – 1993. – № 10. – С. 28-31.

5. Ильин. Л.А. О некоторых итогах выполнения программы С. 27//Вестн. АМН СССР. – 1991. – № 11. – С. 5-9.
6. Цыб А.Ф., Иванов В.К., Бирюков А.П., Эфендиев В.А. Эпидемиологические аспекты радиационного канцерогенеза (научный обзор)//Радиация и риск. – 1995. – Вып. 6. – С. 78-123.
7. Mabuchi K, Soda M, Ron E, Tokunaga M, Ochiaiubo S, Sugimoto S, Ikeda T, Terasaki M, Preston D.L, Thompson D.E. Cancer incidence in atomic bomb survivors. Part I: Use of the tumor registries in Hiroshima and Nagasaki for incidence studies//Radiat. Res. 1994 Feb;137(2 Suppl):S1-16.
8. Thompson D.E., Mabuchi K., Ron E. et al. Cancer incidence in atomic bomb survivors. Part II: Solid tumors, 1958-1987// Radiation Research. – 1994. – V. 137. – P. S17-S67.
9. Бирюков А.П., Украинцева Н.В., Украинцев В.Ф. Экологические факторы среды обитания и здоровье участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС: Тез. конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск, 2001. – С. 67-70.

Поступила в редакцию 1.12.2005

MANAGEMENT OF CONTAMINATED AQUATIC ENVIRONMENT WITH IMPLEMENTATION OF MULTI CRITERIA DECISION ANALYSIS

B.I.Yatsalo*, I. Linkov, G. Kiker***, T.P. Seager****, A.N. Tkachuk***

* *Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering, Russia*

** *Cambridge Environmental Inc., Boston, USA*

*** *University of Florida, USA*

**** *University of New Hampshire, Durham, USA*



Рассмотрены задачи применения методов многокритериального анализа (МКА) к управлению загрязненными водными территориями. Представлен краткий обзор методов МКА. Исследованы две практические задачи ранжирования предлагаемых мероприятий по управлению загрязненными донными отложениями с использованием различных методов МКА.

INTRODUCTION

Environmental decision-making strategies over the last several decades have evolved into increasingly more sophisticated, information-intensive, and complex approaches including expert judgment, cost-benefit analysis, toxicological risk assessment, comparative risk assessment, and a number of methods for incorporating public and stakeholder values. This evolution has led to an improved array of decision-making aides, including development of Multi Criteria Decision Analysis (MCDA) tools that offer a scientifically sound decision analytical framework. Even though a great deal of work has been done in justifying the theoretical foundation of these methods, their real life applications in Russia are still rare.

However, the barest necessity in implementation of decision support methods and tools for scientific substantiation of ranking/selecting alternatives is one of the requirements of up-to-date culture within the decision-making. And, in our opinion, interest and call in implementation of MCDA for practical needs will inevitably rise along with increase of various sophisticated computer tools for multiple criteria decision analysis.

Existence of different MCDA methods and availability of corresponding software are in itself rather promoting then repelling moment for practical implementation of these methods. Without any doubts, process of analyzing a "significant multicriteria problem" should be carried out under the guide of a facilitator, who assists the decision-maker in reaching a satisfactory decision and is well educated in MCDA.

This paper illustrates application of three different MCDA methods for the two case studies on protection of water ecosystems. These case studies are based on real sediment management problems.

COCHECO RIVER AND NEW YORK/NEW JERSEY HARBOR CASE STUDIES

Two case studies selected for this research are representative of sediment management challenges [1]. The Cocheco River is located in the southeastern part of New Hampshire and flows toward the Gulf of Maine and the Atlantic Ocean. A section of the river, from below the dam in the center of the city of Dover to the Cocheco’s confluence with the Piscataqua River, was proposed for dredging. Plans to dredge have been in the works for a number of years (since approximately 1996). There are many motivations for the dredging, including the economic redevelopment of Dover and the overriding goal of maintaining a navigable channel for federal navigation.

There has been and still is much debate over the need to dredge and remove sediment from the bottom of the Cocheco River. Approximately 45,000-60,000 cubic yards of sediment, some of which are contaminated with polyaromatic hydrocarbons (PAHs) and heavy metals, are planned for removal [1]. The decision regarding what to do with the contaminated sediment is not an easy one.

Regulatory constraints required secure disposal of contaminated materials (i.e., prohibiting ocean dumping). Other commonly used options (CAD, landfill) were found to be not useful for the site. For example, the closest authorized landfill, the privately-owned Turnkey landfill in Rochester, NH, refused to accept dredged soils. The next nearest landfill (in Maine) was prohibitively expensive due to the transportation costs and tipping fees, causing secure landfill disposal to be judged infeasible. After extensive negotiations, cement manufacture, flowable fill, wetlands restoration, and upland disposal cell were identified as feasible alternatives for consideration, Table 1.

Table 1

Alternatives Under Study (Cocheco case study)

Technology	Process and Hypothesis
Wetland restoration	Surrounding contaminated sediment core with clean material in new wetland cell may restore hydrologic function and ecological habitat to areas diked and/or drained.
Cement manufacture	Blending with conventional raw materials and firing in rotary kiln for manufacture of cement may destroy organic contamination. Metals may be bound upon hydration of portland cement concrete in normal construction applications.
Upland brownfield disposal cell	Dewatering, compacting, and capping on site may prevent dispersion of contaminants to environment and allow construction of recreation space on top of cell.
Cement stabilization in flowable fill	Blending with pozzolanic material such as cement, fly ash, or blast furnace slag may bind contaminants upon hydration in normal structural applications such as trench backfilling or soil strengthening.

In both case studies (Cocheco one and sediment management for NY/NJ harbor, Tables 2,3) there are many stakeholders in this decision making process who have various concerns, some overlapping and others exclusive, about the management of contaminated sediments. MCDA methods and tools provide a sound approach to sediment management that integrates economic and technical considerations (such as cost, human health and environmental risks) with social factors (public acceptance, environmental justice, etc.).

MULTI CRITERIA DECISION ANALYSIS METHODS

Analysis of the theoretical foundations of multiple criteria approaches to decision analysis and discussion of an integrating framework for the use of MCDA methods has been presented, *e.g.*, in [2]. The common purpose of MCDA methods is to evaluate and

choose among alternatives based on multiple criteria using systematic analysis that overcomes the limitations of unstructured individual or group decision-making. The following main categories of problems are considered on the basis of MCDA [2]:

- *sorting* alternatives into classes/categories (e.g., «unacceptable», «possibly acceptable», «definitely acceptable», etc.);
- *screening* alternatives – a process of eliminating those alternatives that do not appear to warrant further attention, i.e., selecting a smaller set of alternatives that (very likely) contains the “best” alternative;
- *ranking* alternatives (from «the best» to «the worst» in accordance with an algorithm chosen);
- *choice* of the «best alternative» from a given set of alternatives;
- *designing* (searching, identifying, creating) new action/alternative to meet the goals and aspirations.

Some other categories of problems, e.g., such as description/learning problematique (analysis of actions to gain greater understanding of what may or may not be achievable) and portfolio problematique (choice of a subset of alternatives, taking account not only individual characteristics of alternatives, but also their positive and negative interrelation) also may be considered with the use of MCDA approaches.

Two *key schools* within the MCDA methodologies are considered in this paper, each of them is based on the specific approaches to multiple criteria analysis and methods used:

- *value function* based methods; and
- *outranking* methods.

Approaches with the use of value functions form so called MAVT methods (multiattribute *value* theory). However, very often the acronym MAUT is used (multiattribute *utility* theory). Concerning interpretation of the differences between *value* and *utility* there exist several judgements. E.g., Winterfeldt and Edwards [3] do not find the principal differences between *value* and *utility functions* and consider utility as «a different set of elicitation methods intended to provide consistency checks on the construction of a value function». On the other hand, taking into account the Expected Utility Theory developed by von Neumann and Morgenstern [4], *utility theory* may be viewed as an extension/generalisation of value measurement, relating to the use of probabilities and expectations to deal with uncertainty [2]. Therefore, in most cases, when analysing applied MCDA problems, authors do not distinguish MAVT and MAUT, indicating implementation of MAVT/MAUT methods.

The objective of MAVT is to model and represent the decision maker’s preferential system into a value function $V(\mathbf{a})$,

$$V(\mathbf{a}) = F(V_1(a_1), \dots, V_m(a_m)); \quad (1)$$

where alternative \mathbf{a} is presented as a vector of the evaluation criteria $\mathbf{a}=(a_1, \dots, a_m)$, a_i is the assessment of alternative \mathbf{a} according to criterion i , $V_i(a_i)$ is the *value score* of alternative reflecting its performance on criterion i (as a rule $0 \leq V_i(a_i) \leq 100$). The most widely used form of function $F()$ is an additive model

$$V(\mathbf{a}) = w_1 V_1(a_1) + \dots + w_m V_m(a_m), \quad (2)$$

$$w_i > 0, \sum w_i = 1, \quad (3)$$

where w_i , $i = 1, \dots, n$, are the weights reflecting the *relative impotency* of the criteria (or corresponding *scaling factors*). It should be stressed, however, that for justified implementation of additive model (2) some requirements/axioms of MAVT should be held (one of the key of them is *preferential independence* requirements, [2,3]).

MAVT relies on the assumptions that the decision-maker is rational (preferring more utility to less utility, for example), that the decision-maker has perfect knowledge, and

that the decision-maker is consistent in his judgments. The goal of decision-makers in this process is to maximize the overall value $V(\mathbf{a})$ of alternative \mathbf{a} .

Various sophisticated methods for defining partial value functions $V_i(x)$ and assessing weights w_i have been developed both for quantitative and qualitative criteria. One of the most popular and simplest version of MAVT is SMART (Simple Multi-Attribute Rating Technique), suggested by Edwards [5]; at present several versions of SMART are used [3, 6].

Concerning weights eliciting within MAVT, some specialists point out that the weights assigned to criteria are rather scaling factors (which relate scores on a criterion to scores on all other criteria) then weights which simply reflect the relative importance of criteria [2, 3].

Because poor scores on criteria can be compensated for by high scores on other criteria, MAVT is part of a group of MCDA techniques known as «compensatory» methods.

Outranking approaches imply forming outranking relation on a given set of alternatives. At that, outranking methods are based on pairwise comparison of alternatives for each criterion under consideration with subsequent integration of obtained preferences according to the algorithm chosen. Among outranking approaches, the ELECTRE family of methods developed by Roy [7], and PROMETHEE method by Brans [8] are the most used ones.

PROMETHEE, based on the performance matrix $\{z_i(\mathbf{a})\}$ (where $z_i(\mathbf{a})$ is an evaluation of alternative \mathbf{a} against criterion i) and a chosen preference function $f_i(x)$, $0 \leq f_i(x) \leq 1$, with specified indifference and preference thresholds, determines the intensity of preference for alternative \mathbf{a} over alternative \mathbf{b} , $P_i(\mathbf{a}, \mathbf{b}) = f_i(z_i(\mathbf{a}) - z_i(\mathbf{b}))$, and preference index, $P(\mathbf{a}, \mathbf{b})$,

$$P(\mathbf{a}, \mathbf{b}) = \sum w_i P_i(\mathbf{a}, \mathbf{b}) \quad (4)$$

where weights w_i reflect the relative importance of criteria, and meet the requirements (3). According to the features of preference functions $f_i(x)$, if $P_i(\mathbf{a}, \mathbf{b}) > 0$, then $P_i(\mathbf{b}, \mathbf{a}) = 0$.

Preference indices are used for determination of *positive outranking flow* for \mathbf{a} :

$$Q^+(\mathbf{a}) = \sum_b P(\mathbf{a}, \mathbf{b}) \quad (5)$$

and *negative outranking flow* for \mathbf{a} :

$$Q^-(\mathbf{a}) = \sum_b P(\mathbf{b}, \mathbf{a}), \quad (6)$$

with summing for all alternatives $\mathbf{b} \neq \mathbf{a}$.

According to PROMETHEE 1 method, \mathbf{a} outranks \mathbf{b} if $Q^+(\mathbf{a}) \geq Q^+(\mathbf{b})$ and $Q^-(\mathbf{a}) \leq Q^-(\mathbf{b})$; \mathbf{a} is indifferent to \mathbf{b} if $Q^+(\mathbf{a}) = Q^+(\mathbf{b})$ and $Q^-(\mathbf{a}) = Q^-(\mathbf{b})$; \mathbf{a} and \mathbf{b} are incomparable if $Q^+(\mathbf{a}) > Q^+(\mathbf{b})$ and $Q^-(\mathbf{b}) < Q^-(\mathbf{a})$, or $Q^+(\mathbf{b}) > Q^+(\mathbf{a})$ and $Q^-(\mathbf{a}) < Q^-(\mathbf{b})$.

Thus, PROMETHEE 1, as some other outranking methods, does not presuppose that a single best alternative can be identified as some alternatives may be incomparable.

PROMETHEE 2 method, which is based on the *net flow* criteria $Q(\mathbf{a})$:

$$Q(\mathbf{a}) = Q^+(\mathbf{a}) - Q^-(\mathbf{a}), \quad (7)$$

may be used for complete ranking of alternatives (and alternative \mathbf{a} outranks \mathbf{b} if $Q(\mathbf{a}) > Q(\mathbf{b})$), though this approach is considered as more disputable than PROMETHEE 1.

PROMETHEE like other outranking methods are considered as attractive and transparent method, though both positive and negative flows depend on the complete set of alternatives under consideration [2].

Outranking techniques, according to (4)–(7), allow inferior performance on some criteria to be compensated for by superior performance on others. They do not necessarily, however, take into account the magnitude of relative underperformance in a criterion versus the magnitude of over-performance in another criterion. Therefore, outranking models are known as «partially compensatory».

The Analytic Hierarchy Process method, AHP, developed by Saaty [9], presents in fact an integration of additive model (2) with a peculiar approach to determination of matrix $V_{i,a}$ and criteria weights w_i . Within AHP approach, instead of defining value function $V_i(x)$, systematic pairwise comparison of alternatives with respect to each criterion is used based on the special ratio scale developed: for a given criterion alternative i is preferred to alternative j with strength of preference given by $a_{ij} = s$, $1 \leq s \leq 9$, correspondingly, $a_{ji} = 1/s$. Then, the same procedure is implemented for pairwise comparison of criteria in the same numerical ratio scale. The obtained matrices are processed (for extracting the eigenvector corresponding to the maximum eigenvalue of the pairwise comparison matrix) giving at the output values $V_{i,a}$ and weights w_i for subsequent aggregating with the use of model (2).

Thus, AHP may be considered as an approach with a specific eliciting a value function (*scoring*) and criteria weights (*weighting*). However, taking into account different assumption and approaches, AHP proponents insist that it is not a value function method [2].

Despite longstanding discussions on correctness of AHP for analysing and ranking alternatives (specific scoring and weighting, «rank reversal problem», etc.) [2, 10], this method is sufficiently popular due to its transparency and relatively simple judgements at the pairwise comparing alternatives and criteria.

The AHP technique relies on the supposition that humans are more capable of making relative judgments than absolute judgments. Consequently, the rationality assumption in AHP is more relaxed than in MAVT.

Although, in our opinion, simplicity in realisation of all the procedures does not lead to the depth of problem elaboration and justified inferences that is and should be taken into account by exacting experts and decision makers.

METHODOLOGY

To test sensitivity of the «optimal» management alternative to the specific MCDA method used, this work employs all three indicated above methods (MAVT, Outranking, AHP) and compares the resulting selection of a sediment management alternative for the two case studies.

The starting point for the analysis presented in this study are performance matrices developed for the Cocheco and NY/NJ case studies. The decision matrix for the Cocheco case study (Table 2) presents evaluation of four alternative policies using four criteria (cost, environmental quality, impact on ecological and human health habitats) [1]. One of them, *Environmental Quality*, is a qualitative criterion. For realization of this criterion 3-level qualitative scale is considered: low, medium, and high. Other criteria are quantitative («no change» in Table 2 means 0).

Table 2

Performance Table for the Cocheco Case Study [1]

Alternatives/Criteria	Cost (\$/cy)	Environmental Quality	Ecological Habitat (acres)	Human Habitat (acres)
Wetlands Restoration	\$75	High	10 addn.	No change
Cement Manufacture	\$30	High	No change	No change
Upland Disposal Cell	\$40	Medium	No change	4 addn.
Flowable Fill	\$55	Medium	No change	No change

Table 3

Performance Table for the NY/NJ Case Study, [15]

Criteria/ Alternatives	CAD	Island CDF	Near- Shore CDF	Upland CDF	Landfill	No Action	Cement Lock Technology	Manufactured Soil Technology
<i>Ecological Hazard Quotient</i>	680,00	2100,0 0	900,00	900,00	0,00	5200,0 0	0,00	8,70
<i>Complete Ecological Exposure Pathways</i>	23,00	38,00	38,00	38,00	0,00	41,00	14,00	18,00
<i>Complete Human Health Exposure Pathways</i>	18,00	24,00	24,00	24,00	21,00	12,00	25,00	22,00
<i>Maximum Cancer Probability (Non- Barge Worker)</i>	0,03	0,09	0,04	0,04	0,30	0,20	0,02	1,00
<i>Est. COC Conc in Fish / Risk-based Conc</i>	28,00	92,00	38,00	38,00	0,00	220,00	0,00	0,00
<i>Cost (\$CY)</i>	5,00	25,00	15,00	20,00	70,00	2,00	75,00	60,00
<i>Ratio of Impacted Area to Facility Capacity (acres/MCY)</i>	4400,00	980,00	6500,00	6500,00	0,00	0,00	0,00	750,00

The performance matrix for the NY/NJ case study (Table 3) presents evaluation of 8 alternative policies using 7 quantitative criteria [15].

Indicated in tables 2 and 3 performance matrices were transformed to fit input data formats for different software packages.

The following packages have been used within this work:

- *Decision Lab*, which realizes PROMETHEE method;
- *Expert Choice* with AHP method;
- *Criterion Decision Plus* with implementation of MAVT (SMART approach).

All the indicated packages are possessed of wide performance capabilities, including realization of sensitivity analysis, presentation of various output table and graphic forms on the basis of user-friendly interface.

Experts and stakeholders were involved in *structuring MCDA problems* mentioned above as the Cocheco and NY/NJ case studies, developing the performance tables and criteria waiting. At that, for MCDA analysis of Cocheco case study software package *Decision Lab* was originally used, and analysis of NY/NJ case study was originally based on *Criterion Decision Plus* package. Implementation of other software packages for cross analysis of indicated case studies was based on performance tables 2 and 3 and corresponding weights of criteria.

Definitely, if two different groups of experts analyses a given task using the same method (*e.g.*, outranking), we cannot state that the output ranking alternatives will completely coincide (*e.g.*, when groups suggest different criteria weights and/or ranking is sensitive to the preference functions or indifference/preference thresholds). However, if groups are large and qualified and/or intersecting, we may hope ranking orders will be close (or almost the same). However, if two expert groups make their judgments under two facilitators who use different methods (*e.g.*, MAVT and outranking), we cannot state ranking order should be the same even these groups are almost coinciding.

In fact, if within a MAVT approach the criteria weights were elaborated as *swing weights*, *i.e.*, are the *scaling factors* (which relate scores on one criterion to scores on other criteria), then these weights may differ from weights elicited within an outranking

approach based, *e.g.*, on a notion of relative importance of the criteria. In addition, implementation of developed by expert groups value functions $V_i(x)$ and intensity of preference functions $P_i(a, b)$ may also lead to an increase of differences in ranking order for alternatives, which are based on overall value function $V(a)$ and outranking flows $Q^+(a)$ and $Q^-(a)$.

Specific differences in ranking order are also occurred if one of the expert groups make their judgments working with a facilitator within AHP method, and another group does that within MAVT/outranking. Moreover, in this situation there is no well-defined and unique rules for transforming both quantitative (though partly) and qualitative criteria performances from a set of data developed under MAVT/outranking into the AHP scale. Although, pairwise comparison of alternatives against a quantitative criterion is effective, but an automatic transformation of pairwise ratios, *e.g.*, from interval $(0, 100)$ into the standard AHP value scale $(1 \leq s \leq 9$ and $1/9 \leq 1/s \leq 1)$ may differ from corresponding expert judgments made by experts under AHP method.

Comments made above were taken into account for comparison of ranking orders for indicated case studies and software packages. In all the scenarios linear value functions within MAVT, and linear preference functions within PROMETHEE (with 1% and 5% for indifference and 10% for preference thresholds) were used.

RESULTS

We discuss below only ranking order for alternatives for the two case studies under consideration. However, we would like to stress that ranking alternatives is not the final step but only one of the steps within the implementation of MCDA for analysis of applied problems [2, 3].

Table 4 presents an alternative ranking for the Cocheco site using different software packages. The decision matrix presented in table 2 was used in the all indicated software packages. Two criteria weighting scenarios were considered for the following stakeholder groups:

- The Environmentalist stakeholder group includes those concerned largely with plant, animal, and fish health, as well as the status of the environment particularly in terms of air and water quality.
- The Public Health stakeholder group saw human health and well-being as the most important consideration and as an indicator of environmental well-being.

Three MCDA software packages used within this work predict that *flowable fill* is the least attractive alternative for both stakeholder preference scenarios. *Wetland restoration* was ranked as the most attractive option by all methods for the two indicated groups of stakeholders. *Cement manufacture* and *upland capped* have ranks 2 or 3 depending on the method used, see table 5.

Table 4

Alternative Ranking for Cocheco Sites using Different MCDA Software. Two Criteria Weighing Scenarios Were Used: Environmentalists / Public Health

Software & Method	Alternatives			
	<i>Wetlands Restoration</i>	<i>Cement Manufacture</i>	<i>Upland Capped</i>	<i>Flowable Fill</i>
ExpertChoice, AHP;	1/1	2/2	3/3	4/4
DecisionLab, PROMETHEE	1/1	2/2	3/3	4/4
CritDecPlus, MAVT	1/1	3/3	2/2	4/4

Table 5

Alternative Ranking for NY/NJ Sites using Different MCDA Software

Software & Method	Alternatives							
	CAD	Island CDF	Near-Shore CDF	Upland CDF	Landfill	Cement Lock	Manufactured Soil	No Action
ExpertChoice, AHP	5	8	6	7	2	1	3	4
DecisionLab, PROMETHEE 1,2	2	8	5	6	3	1	4	7
CritDecPlus, MAVT	2	7	4	5	1	3	6	8

According to sensitivity analysis, using PROMETHEE and Human Health scenario, increase of the weight for Human Habitat criterion from 30 to 35% changes ranking orders of *cement manufacture* and *upland capped* alternatives; whereas double increase of the weight of cost criterion (from 10 to 20%) changes ranks of *Wetland restoration* and *Cement manufacture* alternatives. Realization of AHP method for the Cocheco case study, Human Health scenario, demonstrates negligible difference between *cement manufacture* and *upland capped* alternatives, see Fig. 1.

Thus, we may state that alternative ranking for the Cocheco case study are practically the same independently from the method/software used.

For NY/NJ case study, *cement lock* and *landfill* and *CAD* were ranked as top choices by all three software tools, Table 5. And, according to sensitivity analysis (on the basis of MAVT/CDplus), differences between these three alternatives are negligible, see Fig.2, and change of some criteria weights up to 2–5% can change ranking order of these three alternatives. Other alternatives received lower scores. For *CAD* rank 5 within AHP method

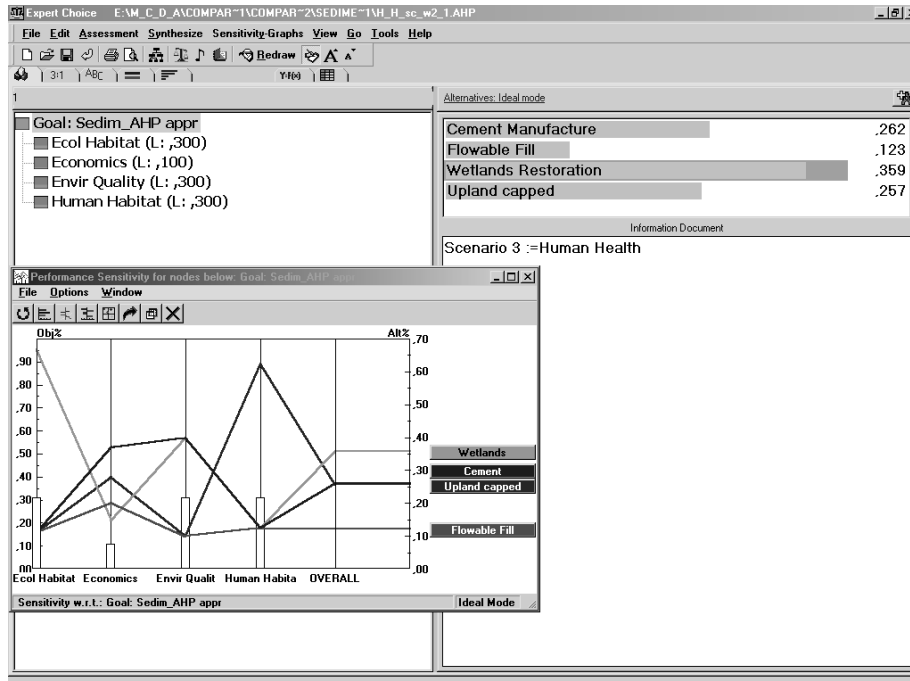


Fig.1. Case study 1: alternative ranking and sensitivity analysis, AHP/Expert Choice

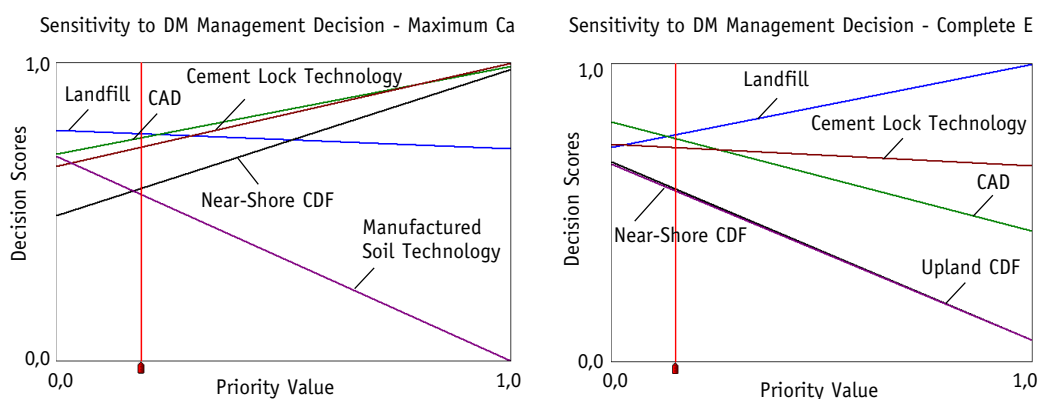


Fig.2. Case study 2: alternative ranking and sensitivity analysis, MAUT/CDplus ;

is a result of uncertainty influences when transforming data from performance table (table 4) into AHP scale (differences between rank 5 and 3 may be considered, within the sensitivity analysis, as negligible). In addition, «rank reversal» effect [] for AHP method was also observed when decreasing the number of alternatives from 8 to 5 (e.g., rank ordering of *CAD* and *manufactured soil* is changed).

Thus, despite some relative increase of discrepancies in rank ordering for NY/NJ case study (Table 5) in comparison with Cocheco case study (Table 4), the results of such an analysis lead to the finding that three indicated alternatives can be considered for further analysis as the most justified within MCDA methodology used.

CONCLUSION

Our analysis shows that even though each MCDA method and associated tools may use a unique theoretical background and calculation algorithms, they may be consistent in analysis alternatives available for environmental managers within the case studies under consideration. For example, the Cocheco case study shows that the flowable fill

alternative is clearly least appropriate and can be safely removed from consideration. Three other alternatives are difficult to prioritize since their ranking is sensitive to stakeholder preference judgments. In the NY/NJ case, the top three alternatives clearly outperform the remaining four. The overall utility of this consideration is the ability to focus on the top few alternatives and eliminate underperforming alternatives from consideration.

Though ranking order of alternatives may change when using different MCDA methods, cross-platform analysis of a multicriteria problem may play an effective role for interactive and iterative process of problem understanding and eliciting key parameters and functions within methods under implementation as well as for subsequent decision making.

Comparative analysis of results on the basis of different MCDA methods (MAVT, outranking, AHP) demonstrates a proximity of ranking order for alternatives within the two case studies considered. At the same time, results obtained with the use of AHP method, though it is relatively simple and suitable for practical implementation, can get some doubts about their validity and robustness. Although, there is no such thing as the «right answer» within MCDA approaches [2], however, decision-makers need of justified methods, which could be verified based on some other approaches.

Therefore, a cross-platform analysis presented in this paper, may be useful both for screening purposes [14] and for the final choice of ranking order for alternatives taking into account a wide range of both parameter and model uncertainties.

Moreover, to our way of thinking, critical attitude of representatives of different MCDA schools to alternative MCDA approaches may and should be constructively used for elicitation of strengths and weaknesses of each method when solving a specific problem.

The findings of this paper emphasize not the difficulties in implementation of different MCDA methods/software when analyzing multicriteria objectives, but the necessity of bringing MCDA specialists in solving the specific practical multicriteria problems.

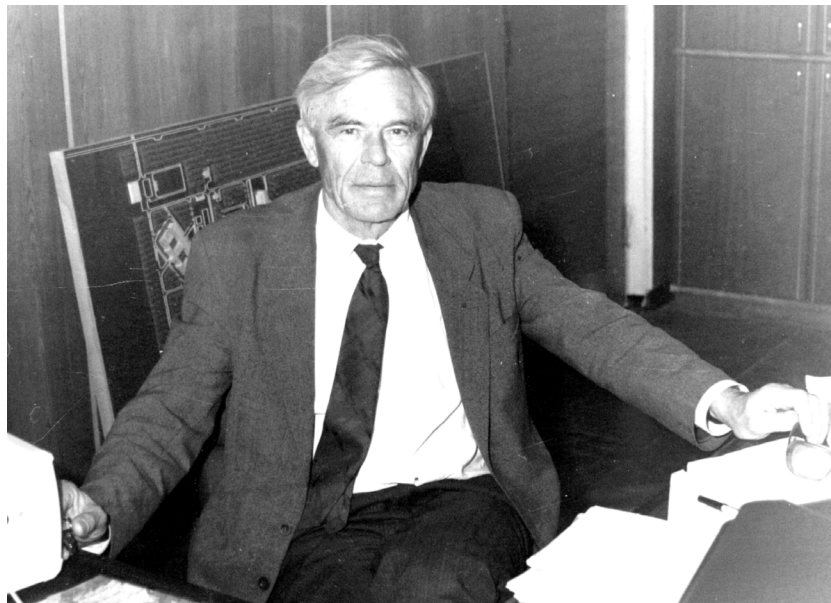
References

1. *Rogers S.H., Seager T.P. and Gardner K.H.* (2004). Combining expert judgement and stakeholder values with Promethee: a case study in contaminated sediments management. In: *Comparative Risk Assessment and Environmental Decision Making*. I. Linkov and A. Bakr Ramadan eds. Kluwer Academic Publishers, p. 305-322.
2. *Belton V. and Stewart T.* (2002). *Multiple Criteria Decision Analysis: An Integrated Approach*. Kluwer Academic Publishers: Boston, MA.
3. *von Winterfeldt D. and Edwards W.* (1986). *Decision Analysis and Behavioral Research*. Cambridge University Press, Cambridge.
4. *von Neumann J. and Morgenstern O.* (1947) *Theory of games and economic behavior*. Princeton, NJ: Princeton University Press.
5. *Edwards W.* (1971). Social utilities. *Engineering Economist, Summer Symposium Series*, 6, 119-129.
6. *Edwards W. and Barron F.H.* (1994). SMART and SMARTER: Improved simple methods for multiattribute utility measurement. *Organizational Behavior and Human Decision Process*, 60:306-325.
7. *Roy B.* (1996). *Multicriteria Methodology for Decision Aiding*. Kluwer Academic Publishers, Dordrecht.
8. *Brans J.P. and Vinckle P.* (1985). A preference ranking organization method: the PROMETHEE method for multiple criteria decision-making. *Management Science*, 31:647-656.
9. *Saaty T.L.* (1980). *The Analytic Hierarchy Process*. McGraw-Hill, New York.
10. *Dyer J.S.* (1990). Remarks on the Analytic Hierarchy Process. *Management Science*, 36:249-258.

11. *Charnes A. and Cooper W.W.* (1961). *Management Models and Industrial Applications of Linear Programming*. John Wiley & Sons, New York.
12. Office of the Deputy Prime Minister (ODPM) (2004). *DLTR Multi-Criteria Decision Analysis Manual*. Available at http://www.odpm.gov.uk/stellent/groups/odpm_about/documents/page/odpm_about_608524-02.hcsp
13. *Larichev O.I. and Olson D.L.* (2001). *Multiple Criteria Analysis in Strategic Siting Problems*. Boston: Kluwer Academic Publishers.
14. *Hobbs B.F. and Meier P.* (2000) *Energy decisions and the environment: a guide to the use of multicriteria methods*. Boston: Kluwer Academic Publishers.
15. *Kane Driscoll S.B., Wickwire W.T., Cura J.J., Vorhees D.J., Butler C., Moore D.M. and Bridges T.* 2002. A Comparative Screening-Level Ecological and Human Health Risk Assessment for Dredged Material Management Alternatives in New York/New Jersey Harbor. *Human and Ecological Risk Assessment* 8:3: 603-626.

Поступила в редакцию 12.10.2005

Юрий Алексеевич Казанский



Мир огромен, но он пуст, если в нем нет счастливых людей... Они наполняют его добром, смыслом, энергией, жизнью. Именно такой счастливый человек — Юрий Алексеевич Казанский — талантливый ученый, опытный педагог и успешный организатор, академик Международной академии наук высшей школы, заслуженный деятель науки и техники Российской Федерации, доктор физико-математических наук, профессор, первый ректор ИАТЭ. Его научная, педагогическая и общественная деятельность отмечена многими правительственными наградами.

С 1953 года его жизнь неразрывно связана с Обнинском. Два важных периода его работы — руководитель научного отдела физики быстрых реакторов ФЭИ и первый ректор ИАТЭ.

В 1972 г. Ю.А. Казанский участвует в работах по физическому пуску реактора на быстрых нейтронах БН-350 в качестве руководителя группы физиков и осуществляет программу интегральных экспериментов на уникальных критических сборках Большого физического стенда (БФС). Эти работы послужили обоснованием расчетов физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах, получили широкое международное признание и позволили ФЭИ занять лидирующее положение в данной области экспериментальной реакторной физики. Они способствовали разработке и успешному вводу в эксплуатацию первого в мире промышленного реактора на быстрых нейтронах БН-600, руководителем физического пуска которого был Ю.А. Казанский.

Педагогическая деятельность Ю.А.Казанского началась почти четыре десятилетия назад, когда он по замечательной традиции ученых ФЭИ, начал читать курс лекций по основам экспериментальных методов ядерной физики в Обнинском филиале МИФИ. В дальнейшем им было разработано несколько оригинальных курсов по различным направлениям физики ядерных реакторов, таких как «Физико-технические основы ядерной энергетики» и «Динамика ядерных реакторов».

В 1985 г. Ю.А.Казанский назначается ректором нового, образованного на базе филиала МИФИ, Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ) — единственного в СССР вуза, специализирующегося на подготовке специалистов для ядерной энер-

гетики. В этом году ИАТЭ исполнилось 20 лет. За прошедшие годы он вырос из скромного филиала в современный вуз с новыми зданиями, общежитиями, лабораторной базой. Была открыта аспирантура, докторский диссертационный совет, проблемные и отраслевые лаборатории. Вуз проводит конференции и семинары, в том числе и международные, выпуская журнал «Известия вузов. Ядерная энергетика». Семь факультетов, 25 кафедр, свыше 20 специальностей, более 3000 студентов, команда КВН, студенческое научное общество, своя газета, студенческий клуб — этому немало способствовал высокий авторитет Ю.А.Казанского как ученого и педагога. Ю.А. Казанский является автором более 160 опубликованных работ, 12 монографий и учебных пособий, причем некоторые из них выдержали по несколько изданий на русском, английском и французском языках.

Большое внимание Ю.А. Казанский уделяет популяризации науки среди молодежи, что способствует привлечению школьников к поступлению в технические вузы. В этом отношении значительная роль принадлежит созданной при ИАТЭ благодаря его личным усилиям Физико-технической школе, имеющей более 10 филиалов в различных городах России, а также ряду его популярных книг, например, «Школьнику об энергетике».

Под руководством Ю.А. Казанского 7 специалистов успешно защитили кандидатские диссертации. Среди его учеников уже есть и доктора наук. Много молодых ученых и аспирантов выражают благодарность Юрию Алексеевичу за помощь и поддержку.

Значителен вклад Ю.А.Казанского и в развитие международного научно-технического сотрудничества. В конце 70-х годов он назначается руководителем советско-французского сотрудничества по физике быстрых реакторов и одновременно представителем СССР в Комитете по физике реакторов Агентства ядерной энергетике (NEACRP OECD). У руководимого им института установились прочные научные связи с образовательными и научными учреждениями многих стран. Последние годы Юрий Алексеевич принимает участие в работе научного комитета НАТО в качестве эксперта от России. В рамках всех этих связей осуществляются совместные научно-исследовательские работы, обмен студентами и аспирантами, а также другие формы сотрудничества. По инициативе Ю.А. Казанского в ИАТЭ проводится каждые два года международная конференция по безопасности АЭС и подготовке персонала, в работе которой принимают участие специалисты из стран ближнего и дальнего зарубежья.

Ю.А.Казанский — один из организаторов научно-технического журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика», его бессменный главный редактор с момента основания в 1993 г.

Широко известна и общественная деятельность Ю.А. Казанского. Он — первый председатель городского Собрания, на протяжении ряда лет был председателем совета городского Дома ученых, в настоящее время — член Центрального правления Ядерного общества РФ и член совета Ассоциации российских вузов.

Указом Президента Российской Федерации Ю.А. Казанский был награжден медалью ордена «За заслуги перед Отечеством» II степени.

Друзья и коллеги, студенты и аспиранты от души поздравляют Юрия Алексеевича с юбилеем и желают ему здоровья, успехов во всей его многогранной деятельности.

МНОГИЕ ЛЕТА БЛАГОПОЛУЧИЯ И УДАЧИ!

Редакционная коллегия

БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА КАДРОВ

IX Международная конференция



Каждые два года на базе ИАТЭ традиционно проводится конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». В конце октября 2005 г. прошла уже 9 по счету конференция. Приятно отметить, что она возродила свой международный статус и авторитет: мы принимали делегатов из Японии, Индонезии, США, Казахстана, Чехии. Всего же в конференции приняли участие более 100 ученых и специалистов, среди которых 15 профессоров, более 40 кандидатов наук.

Пленарное заседание открыли члены оргкомитета, участников приветствовали ректор ИАТЭ Н.Л. Сальников, мэр г. Обнинска Н.Е. Шубин.

Сейчас в мире растет интерес к ядерным технологиям, к российскому послечернобыльскому опыту в области повышения безопасности АЭС. К традиционным 6 секциям конференции в этом году добавилась еще одна новая – «Нераспространение ядерных материалов» (председатель – В.В. Артисюк). Она вызвала большой интерес, поскольку эта проблема сейчас решается во многих странах и работа секции стала очень полезной с точки зрения обмена опытом и достижениями в этой области.

Особо хочется отметить работу молодежной секции, где было представлено 25 докладов студентов ИАТЭ, Томского политехнического университета, ЗАО «Диапром», Технического университета в Праге (Чехия), Нововоронежского политехнического колледжа. Работа студентов стала доказательством тому, что российская атомная наука сумела сохранить свой высокий уровень и обеспечила преемственность поколений.

На конференции было заслушано и обсуждено 170 устных и стендовых докладов по результатам экспериментальных работ и разработок для атомной энергетики и промышленности.

Участники конференции с удовлетворением отметили, что заседания, доклады и дискуссии носили творческий характер, позволили глубже познакомиться с новыми результатами и достижениями в области безопасности АЭС и подготовки кадров.

Труды конференции опубликованы в виде тезисов в 2-х томах, а также на CD. Часть докладов будет опубликована в специальных выпусках журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика».

Оргкомитет и все участники конференции выражают признательность Департаменту региональной социальной и кадровой политики Минатома РФ, Департаменту образования и науки Калужской области за поддержку конференции, руководству ИАТЭ, членам Программного комитета и оргкомитета за большую работу по организации и проведению конференции.

В свою очередь, хочется пожелать всем участникам, настоящим и будущим, успешной работы и новых идей!

Молодежному отделению Ядерного общества России – 10 лет



27-29 ноября 2005 г. Молодежное отделение Ядерного общества России (МОЯОР) при поддержке концерна «РОСЭНЕРГОАТОМ», Федерального агентства по атомной энергии, Обнинского государственного технического университета атомной энергетики и ряда других организаций провели в городе Обнинске Международную молодежную

научно-практическую конференцию, приуроченную к 10-летию МОЯОР, под названием «Атомная отрасль: время новых возможностей». В конференции приняли участие более 120 представителей научных, производственных, учебных и общественных организаций атомной отрасли России, Украины, Казахстана, Венгрии и Финляндии.

С приветственным словом к участникам конференции выступили: С.В. Гордон – вице-президент ЯОР, С.В. Кушнарев – член общественной палаты РФ, исполнительный вице-президент ЯОР и Ю.А. Казанский – член Президиума центрального правления ЯОР, а также представители концерна «Росэнергоатом» и РНЦ «Курчатовский институт» с пленарными докладами, связанными с вопросами современных достижений и проблем атомной энергетики и условиями ее дальнейшего устойчивого развития.

Конференция ставила следующие цели: обозначить перспективные направления научно-технической деятельности и поддержать научное творчество молодых ученых, студентов и специалистов, содействовать объединению активистов молодежных организаций, действующих в атомной отрасли, подвести итог десятилетней деятельности МОЯОР и наметить направления дальнейшей работы.

Тематика конференции затрагивала широкий спектр актуальных для ядерной отрасли вопросов: ядерно-топливный цикл; ядерная энергетика: экономика, экология, безопасность, опыт эксплуатации; общественное мнение и достижение общественного одобрения использования ядерных технологий; молодежная активность и организации в атомной отрасли: опыт работы, новые идеи и возможности и др.

Молодежное крыло ЯОР было создано в 1995 г. студентами Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ) при непосредственной поддержке администрации ИАТЭ и правления ЯОР.

За эти годы правлению МОЯОР удалось создать разветвленную сеть представительств по всей территории России – в городах, где имеются атомные станции, предприятия ядерной отрасли, добывающие и перерабатывающие мощности, вузы, готовящие кадры для атомной промышленности и провести многочисленные научно-технические конференции и зарубежные конгрессы.

Под флагом МОЯОР произошло объединение единомышленников из многих городов, была сформирована структура общения и успешной совместной работы. Четыре раза за эти годы МОЯОРовские команды отправлялись в молодежные туры по городам, атомным электростанциям, исследовательским институтам и предприятиям российской атомной отрасли. В результате этих туров сотни и тысячи молодых людей смогли познакомиться с программными положениями МОЯОР, деятельностью и достижениями организации. Во многих городах приезд молодых атомщиков послужил толчком для возникновения местного представительства МОЯОР.

Участники конференции отметили необходимость дальнейшего развития молодежного движения в атомной отрасли и более активное участие «атомной» молодежи в процессах информирования и просвещения населения по вопросам развития ядерно-промышленного комплекса, в научных исследованиях и разработках.

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.532.21**

Constituents of the Spatial-Distributed Source of Heat Discharge in the Graphite Structures of the Nuclear Power Installations \V.I. Boiko, P.M. Gavrilov, V.A. Lyzko, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 3 tables, 4 illustrations. – References, 2 titles.

The calculation analysis of the heat discharge process in graphite of nuclear reactors is carried out. As the basic there are singled out two constituents of the heat discharge – by the neutron moderation and by the absorption of the γ -quantum's energy. In the constituents calculations the heterogeneity of the reactor's cell and the γ -quantum's spectrum peculiarities were taken in to account. The values of densities of the heat discharge caused by the each of the constituents in the graphite bricklaying of RBMK and ADE reactors are determined. Differences between parameters of the heat discharge in the bricklaying's graphite that are caused by the neutrons and γ -quantum's spectrum's peculiarities in the core are founded out.

УДК 539.125.5: 621.039.51

The Neutron-Physical Aspects of the Uranium-Thorium and Plutonium-Thorium Alloys Handlement \V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, I.V. Shamanin, M.G. Gerasim, V.N. Nesterov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations. – References, 12 titles.

The possibility of the safe storage of the alloys of the raw nuclide Th^{232} with the basic odd-even nuclides U^{235} and Pu^{239} is analyzed in the paper. The correlation for determination of the limit permissible values of concentration of the nucleus of uranium and plutonium in alloys are obtained, the results of the neutron-physical calculations are presented.

УДК 621.039.543.6

About Contribution of α -n Reaction to Intensity of Neutron Radiation of Dioxide of Plutonium \V.V. Doulin, S.A. Zabrodskaja; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 4 tables, 3 illustrations. – References, 6 titles.

The technique of experimental definition of α -n neutrons output from different isotope structure plutonium dioxide, using of a method of Rossi- α (a method of neutron-neutron coincidence) is stated. Measurements are carried out on two various installations. In one installation it was used two highly effective counters of slow neutrons (He-3 counter), and in other installation - three fast neutrons detectors, using the stilben scintillators.

The parts of α -n neutrons output was determined for dioxide of plutonium with three various isotope structures. Control measurements by a sample of metal plutonium in which there is no α -n reaction and dioxides of americium with neutrons only from α -n reactions were simultaneously carried out. These parts have been received experimentally and compared with results of calculation under two programs.

УДК 621.039.512: 539.125.5

To a Problem of Identification of Integral Equations of a Kinetics \A.G. Yuferov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 17 titles.

The work is devoted to the formulation of the schemes of identification for the integral equations of a point neutron kinetics on the basis of an autoregression and the analysis of parametrical complexes as criteria of adequacy of constants of delaying neutrons.

УДК 621.311.25: 621.039

Information Representation for In-Process Review of NPP Unit STATUS\ E.N. Alontseva, A.N. Anokhin, A.S. Stebenev, E. Marshal; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 2 illustrations. – References, 3 titles.

The large number of process parameters which are available for NPP Main Control Room (MCR) operators can provoke the information stress which leads to unavoidable personnel errors. To decrease a probability of information stress the principle of multilevel hierarchical representation of information is used in the good world-wide practice of modern computerized MCR design. A generalized mimic diagram (GMD) constitutes the top level of such representation. The GMD objective is to provide for MCR operators the NPP conditions in a general way as well as to display status of critical safety functions and main material and power balances. The present paper describes the approach to GMD developing in the case of RBMK-1000 power unit of Leningrad NPP.

УДК 621.311.25: 621.039

Efficiency Evaluation for Small and Medium-Sized Reactors in the Sakha Republic (Yakutia) \A.A.Andrianov, Yu.A.Korovin, E.V. Fedorova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 11 pages, 2 tables, 17 illustrations. – References, 9 titles.

The present paper analyzes the technical and economic feasibility of small and medium-sized reactors (SMSR) deployment in remote regions of Russia using the Sakha Republic (Yakutia) as an example. The analysis made shows that the SMSR competitiveness evaluation models for particular regions with due account of their energy and economic environment hold more promise for SMSR development than aggregated models. The advantages of nuclear power as an energy source are offset by transition to the aggregated model of the energy supply of the republic. The calculations show that SMSR deployment in the republic may be economically feasible and desirable because it will result in the following: (1) a reduction in fossil fuel delivery costs; (2) a reduction in annual electricity production costs; (3) prerequisites for mining industry development; (4) improved environmental conditions in the region.

УДК 621.311.25: 621.039

Optimization of Nuclear Reactor Operation Regime in Variable Daily Loading Schedule with Accounting for Energy Utilization \A.M. Zagrebayev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The paper investigates potential possibilities for optimization of power nuclear reactor operation in variable daily loading schedule with accounting for energy utilization. Total fuel consumption is considered as an optimization criterion. The effects of the reactor parameters and energy utilization efficiency coefficient on characteristics of optimal regimes were studied. Total optimization effect was evaluated, and conditions for optimization expediency were defined.

УДК 621.311.25: 621.039

About a Possibility High and Low Pressure Pumps Anomalies Identification Based on Testing Data Analysis \S.T. Leskin, V.V. Kornilova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 8 titles.

The application of main components method for revealing the abnormal conditions reasons of VVER high and low pressure pumps are discussed. On the basis of selected space transformation model the laws of describing pumps behavior dynamics informative parameters influence on resulting attributes distribution in main components space are received. The parameters caused pumps behavior anomalies occurrence are revealed. The results of data processing of the fourth block of the Balakovo NPP are presented.

УДК 621.311.25: 621.039

Neutron and Physical Characteristics of the Khmel'nitsk-2 First Loading with Alternative-Design Fuel Assemblies at the Stages of Physical and Power Startup \ E.S. Saakov, V.P. Derij, A.M. Yakovlev, A.A. Kormilitsin, A.V. Klepov, M.H. Gashev, Yu.A. Krainov, V.I. Chmykhun, V.V. Sarbukov, O.V. Lebedev, V.V. Makeev, A.Yu. Belyakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 13 pages, 9 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

The papers cover the results of the research in the field of physical and neutron characteristics for Khmel'nitsk-2 first loading with alternative-design fuel assemblies at the stages of physical and power startup. The obtained experimental findings could be used to adjust the constants and software to be applied for design modeling of the fuel cycle at the stages of design and operation of the power reactors

УДК 621.039.55

Experimental Investigation of Hydraulic Characteristics of Tank Reactor Model \ E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Yur'ev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The results of experimental investigation of hydraulic characteristics of tank reactor model on «MP» installation are cited in the paper. Description of hydraulic model of two-loop tank type reactor plant is given. Experimental data cover wide range of installation performance parameters including emergency operational mode of reactor plant model with complete shut down of one feed-pump.

УДК 621.039.58

Experimental Investigations in Substantiation of Design Functions of the Passive System of Filtration of the Leaks to the NPP Annulus \ S.G. Kalyakin, A.A. Tsyganok; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 4 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

Experimental investigations of heat transfer and heat power of the “air – air” heat exchanger – vent pipe of the passive filtration system are carried out. It's obtained that heat transfer between heating and cold air is increasing below $Re_h \gg 5 \cdot 10^3$ and when heating air flow is further rising the heat transfer ratio is remain constant. The temperature of the internal surface of the heat exchange pipe in the investigated range of the operating conditions is exceed 120 °C that provide full vaporization of the dropping aerosol before it hit on the filters.

УДК 621.039,534.6

Experimental and Numerical Modelling of Liquid Metal Boiling Heat Transfer in a System of Parallel Fuel Subassemblies under conditions of Natural Convection \ G.A. Sorokin, X. Ninokata, X. Endo, A.D. Efanov, A.P. Sorokin, E.F. Ivanov, G.P. Bogoslovskaya, V.V. Ivanov, A.D. Volkov, I.R. Zueva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 15 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 32 titles.

The paper presents description of test facility and experimental data on boiling hydrodynamics and heat transfer obtained with eutectic sodium-potassium alloy in a system of two parallel heat generating subassemblies positioned in the natural circulation loop. Also the paper describes briefly the modified numerical model and numerical code for calculations of thermohydraulic characteristics in case of liquid metal boiling as within single subassembly and in a system of parallel subassemblies. It is shown that results of calculations are in a good agreement with experimental data. It is concluded that modeling of natural circulation thermohydraulics in reactor core allows the conditions of stable heat transfer to be determined and such phenomena as heat transfer crisis, fuel pin dryout, reactor core melting to be prevent in the mode of fast reactor emergency cooling up.

УДК 621.039: 61

Quality Control of Sickness Rate Registration of the Chernobil Accident Liquidators into a Different Radiation Dose Groups \ A.P. Birukov, V.K. Ivanov, V.F. Ukraintsev, M.A. Bolkhonenkova, H.V. Kochergina, Z.G. Kruglova, N.S. Zelenskaya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 6 illustrations. – References, 9 titles.

Investigation of radiation dose factor impact on the quality of registration of Chernobil liquidators health were carried out. A source material of the investigation was data of the National radiation-epidemiology register: structure and values of standartiezed sickness rate at two radiation dose groups (1-st with a dose 0-10 centiGray; 2-nd higher than 20 centiGray).

It is proved, that dispancerisation efficiency and monitoring intensity into a different radiation dose group are the same (they are determines by legislation acts, which are actual at the Russian Federation) and do not influence on the results of radiation- epidemiology analysis conducting.

УДК 574

Management of Contaminated Aquatic Environment with Implementation of Multi Criteria Decision Analysis \ B.I. Yatsalo, I. Linkov, G. Kiker, T.P. Seager, A.N. Tkachuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 11 pages, 5 tables, 2 illustrations. – References, 15 titles.

Implementation of Multi Criteria Decision Analysis (MCDA) to the problems of contaminated aquatic environment management is presented. Different MCDA methods (MAVT, AHP, and outranking) are briefly discussed. Analysis of the two case studies on ranking alternatives for contaminated sediment management using different MCDA methods is considered.

НАШИ АВТОРЫ

Алонцева Е.Н. – аспирант кафедры АСУ Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ). В 2003 г. получила степень магистра по направлению «Информатика и вычислительная техника». Область научных интересов: эргономика, исследование стресса оперативного персонала атомных станций. Соавтор 11 публикаций.

Андрианов А.А. – аспирант, младший научный сотрудник, лаборатория «ПУСК» ОИАТЭ.

Анохин А.Н. – д.т.н., зав. каф. АСУ ИАТЭ. Председатель Калужского отделения Межрегиональной эргономической ассоциации. Окончил МИФИ в 1984 г. Область научных интересов: эргономика на атомных станциях, информационные технологии, системный анализ, искусственный интеллект. Автор более 90 научных трудов, в том числе монографии «Вопросы эргономики в ядерной энергетике».

Беляков А.Ю. – инженер отдела ядерной безопасности Волгодонской АЭС.

Бирюков А.П. – к.м.н., заведующий лабораторией популяционной радиационной эпидемиологии ГУ МРНЦ РАМН, руководитель медицинской службы Национального радиационно-эпидемиологического регистра, г. Обнинск. Закончил Смоленский государственный медицинский институт в 1975 г.

Бойко В.И. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: ядерная физика и ядерные технологии.

Болохоненкова М.А. – аспирант ГУ МРНЦ РАМН. Закончила Смоленский государственный медицинский институт в 1995 г.

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

Гашев М.Х. – заместитель главного инженера по безопасности Хмельницкой АЭС.

Герасим М.Г. – инженер реакторного завода ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: вопросы безопасной эксплуатации ядерных энергетических установок.

Дерий В.П. – заместитель главного инженера ФГУП «Атомтехэнерго».

Зеленская Н.С. – научный сотрудник лаборатории популяционной радиационной эпидемиологии ГУ МРНЦ РАМН, г. Обнинск. Закончила Ростовский-на-Дону медицинский институт в 1978 году.

Калякин С.Г. – к.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ ФЭИ.

Клепов А.В. – заместитель главного инженера по эксплуатации Хмельницкой АЭС.

Кормилицын А.А. – руководитель работ от «Атомтехэнерго» на Хмельницкой АЭС.

Корнилова В.В. – инженер кафедры «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» ИАТЭ. Область научных интересов: разработка методов анализа состояния оборудования АЭС по данным технологического контроля.

Коровин Ю.А. – д.ф.-м.н., профессор, зав. кафедрой общей и специальной физики ОИАТЭ.

Кочергина Е.В. – к.м.н., старший научный сотрудник лаборатории популяционной радиационной эпидемиологии ГУ МРНЦ РАМН, г. Обнинск. Закончила Архангельский государственный медицинский институт в 1986 году.

Крайнов Ю.А. – руководитель отдела Российского научного центра «Курчатовский институт».

Круглова З.Г. – к.м.н., старший научный сотрудник лаборатории популяционной радиационной эпидемиологии ГУ МРНЦ РАМН, г. Обнинск. Закончила Оренбургский медицинский институт в 1961 году.

Лебедев О.В. – начальник отдела ядерной безопасности Волгодонской АЭС.

Лескин С.Т. – д.т.н., зав. кафедрой «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» ИАТЭ. Область научных интересов: анализ безопасности эксплуатации АЭС, разработка методов анализа состояния оборудования АЭС по данным технологического контроля.

Лызко В.А. – студент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: ядерная физика и ядерные технологии.

Макеев В.В. – инженер отдела ядерной безопасности Волгодонской АЭС.

Маршалл Э. – эргономист с 30-летним стажем прикладных эргономических работ в области управления сложными человеко-машинными системами, специализируется в изучении человеческого фактора в ядерной энергетике. Работал в исследовательской лаборатории в Англии и в халденском ядерном проекте. Более 10 последних лет – директор и главный консультант компании Synergy. Являлся председателем Совета эргономического общества Великобритании, в настоящее время – приглашенный лектор по эргономике в университете в Лондоне.

Нестеров В.Н. – аспирант кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: эксперименталь-

ное и теоретическое исследование ядерно-физических и физико-механических свойств реакторного графита.

Ратман А.В. – заместитель начальника производственно-экспериментальной лаборатории ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск. Область научных интересов: экспериментальное и теоретическое исследование ядерно-физических и физико-механических свойств реакторного графита.

Сааков Э.С. – главный инженер ФГУП «Атомтехэнерго».

Сарбуков В.В. – инженер Российского научного центра «Курчатовский институт».

Тебенев А.С. – инструктор учебно-тренировочного центра Ленинградской АЭС. В 1960 году окончил Московский энергетический институт. В течение 20 лет работал оператором БЩУ на реакторах различных типов. Область научных интересов: вопросы безопасности АЭС, информационные технологии и разработка систем поддержки операторов АЭС. Автор 7 научных статей, опубликованных в

различных странах, и нескольких десятков внедренных технических предложений.

Федорова Е.В. – старший научный сотрудник лаборатории «ПУСК».

Цыганок А.А. – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Чмыхун В.И. – инженер Российского научного центра «Курчатовский институт».

Шаманин И.В. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: оптимизация физических характеристик ядерного реактора, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

Шидловский В.В. – к.т.н., генеральный директор ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: ядерная физика и ядерные технологии.

Яковлев А.М. – руководитель группы физэкспериментов «Атомтехэнерго» на Хмельницкой АЭС.

OUR AUTHORS

Alontseva E.N. – post-graduate student of computer-aided control systems department of Obninsk State technical university of the nuclear power engineering (OINPE). Scientific interests: ergonomics, analysis of NPP operation personnel stress. Co-author of 11 publications.

Andrianov A.A. – post-graduated student, junior researcher of the laboratory «Pusk» OINPE.

Anokhin A.N. – Dr. Sci. (Engineering), Head of the computer-aided control systems department of the OINPE. Head of the Kaluga department of Inter-regional ergonomic association. Graduated from the Moscow engineering and physics institute in 1984. Scientific interests: ergonomics on NPP, information technologies, system analysis, artificial intelligence. About 90 publications.

Belyakov A.Yu. – engineer of the nuclear safety department, Volgodonsk NPP.

Birukov A.P. – Cand. Sci. (Medicine), head of laboratory of population radiational epideology of the Medical radiology scientific center. Chief of medical service of the National radiation-epidemiology register, Obninsk. Graduated from the Smolensk state medical institute on the 1975.

Boiko V.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies.

Bolkhonenkova M.A. – post graduate of the Medical radiology scientific center, Obninsk. Graduated from the Smolensk state medical institute on the 1995.

Chmykhun V.I. – engineer of the Russian Scientific Centre «Kurchatov institute».

Derij V.P. – deputy chief engineer of the «Atomtechэнерго».

Fedorova E.V. – senior researcher of the laboratory «Pusk» OINPE.

Gashev M.H. – deputy chief engineer for safety, Khmel'nitsk NPP.

Gavrilov P.M. – Dr. Sci. (Engineering), chief engineer of the Siberian chemical plant. Scientific interests: thermal physics and thermal technics for the nuclear energy installations.

Gerasim M.G. – engineer of the reactor plant of the Siberian chemical plant. Scientific interests: safety of the nuclear energy installations.

Kalyakin S.G. – Cand. Sci. (Engineering), head of section of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE).

Klepov A.V. – deputy chief engineer for operations, Khmel'nitsk NPP.

Kochergina H.V. Cand. Sci. (Medicine), senior researcher of laboratory of population radiational epideology of the Medical radiology scientific center, Obninsk. Graduated from the Arkhangelsk state medical institute on the 1986.

Kormilitsin A.A. – «Atomtechenergo» site supervisor, Khmel'nitsk NPP.

Kornilova V.V. – engineer of the «Equipment and operation of NPP» department at the INPE. Scientific interests: elaboration of the NPP equipment condition analysis methods using technological control data.

Korovin Yu.A. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, head of the general and special physics department of the OINPE.

Krainov Yu.A. – department head of the Russian Scientific Centre «Kurchatov institute».

Kruglova Z.G. – Cand. Sci. (Medicine), senior researcher of laboratory of population radiational epidemiology of the Medical radiology scientific center, Obninsk. Graduated from the Orenburg state medical institute on the 1961.

Lebedev O.V. – head of the nuclear safety department, Volgogradsk NPP.

Leskin S.T. – Dr. Sci. (Engineering), head of the «Equipment and operation of NPP» department at the OINPE. Scientific interests: safety analysis of NPP operation, elaboration of the NPP equipment condition analysis methods using technological control data.

Lyzko V.A. – student of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies.

Makeev V.V. – engineer of the nuclear safety department Volgogradsk NPP;

Marshall E. (BA, FErgS, CPsychol, AFBPsS, EurErg) is an ergonomist with nearly 30 years experience of applying ergonomics to the control of complex human-machine systems. He has specialised in the study of human issues in the Nuclear Industry. Previously he worked for the CEBG Central Research Laboratory and the OECD Halden Reactor Project. He has been a Principal Consultant at Synergy for over ten years. He is a past Chairman of Council of the Ergonomics Society and is visiting lecturer in Ergonomics at University College London.

Nesterov V.N. – post-graduate student of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: experimental and theoretical investigation of the nuclear-physical and physical-mechanical properties of the reactor's graphite.

Ratman A.V. – vice-chief of the industrial-experimental laboratory of the Mining and chemical combine. Scientific interests: experimental and theoretical investigation of the nuclear-physical and physical-mechanical properties of the reactor's graphite.

Saakov E.S. – chief engineer of the «Atomtechenergo».

Sarbukov V.V. – engineer, Russian Scientific Centre «Kurchatov institute».

Shamanin I.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear material investigations, the perspective nuclear fuel cycles.

Shidlovskiy V.V. – Cand. Sci. (Engineering), General director of the Siberian chemical plant. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies.

Stebenev A.C. – instructor of Leningrad NPP Training center. He graduated from the Moscow energy institute (Technical university) in 1960. He worked as an MCR operator at different types of reactors for 20 years. His research area incorporates NPP safety issues, information technology and development of NPP operator support systems. He is author of 7 papers and several tens of implemented technical improvements.

Tsyganok A.A. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

Yakovlev A.M. – leader of the «Atomtechenergo» physical experiments group, Khmel'nitsk NPP.

Zelenskaya N.S. – researcher of laboratory of population radiational epidemiology of the Medical radiology scientific center, Obninsk. Graduated from the Rostov-on-Don state medical institute on the 1978.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2005 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- В.М. Мурогов, Н.Н. Пономарев-Степной*
Ядерная технология – гарант стабильности развития России в XXI веке.....2
- Ф.И. Карманов, Д.А. Резниченко*
Сравнительные характеристики методов поиска равновесных конфигураций кластерных систем, взаимодействующих посредством потенциала Ленарда-Джонса.....3

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- Росляков В.Ф., Лисицын Е.С., Гурьев С.А., Зобнин Н.А.*
Спектрометрическая система КГО реактора БН-600.....1
- Е.А. Козманов, В.А. Желтышев, А.А. Тузов*
Обоснование ресурсных характеристик штатных стержней АЗ реактора БН-6001
- Н.Н. Ошканов, А.И. Карпенко, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов*
Концепция оценки безопасности энергоблока БН-6001
- А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, А.И. Карпенко*
Контроль межконтурной плотности промежуточных теплообменников реактора БН-600.....1
- В.И. Мельников, М.А. Камнев, G. Gerbeth, S. Eckert*
Разработка и исследование волноводных ультразвуковых датчиков для контроля жидкометаллических теплоносителей.....2
- А.О. Скоморохов, П.А. Белоусов, А.В. Нахабов, А.С. Мокроусов, И.Ф. Щедрин, Т.Ф. Козак*
Автоматическое выявление дефектов по результатам УЗК сварных соединений трубопроводов АЭС.....2
- А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь*
Проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50–Ду 100.....2
- А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь*
Расчетное исследование аварийной ситуации с разрывом первого контура и наложением неисправности впрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000.....2
- Ю.М. Волков, С.Т. Лескин, Ю.Д. Баранаев, А.И. Воропаев, М.Ф. Воротынцев*
Разработка специализированных программных средств оперативного анализа и прогноза развития радиационных аварий.....3

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- И.И. Колтик, Н.Н. Ошканов*
Оценка радиационных рисков для населения при эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС.....1
- Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, Е.М. Рафиков*
Обоснование обеспечения безопасности персонала энергоблока БН-600 Белоярской АЭС от радиационного воздействия трития.....1

И.Я. Газиев, И.И. Крышев, Я.И. Газиев, А.Д. Уваров
 Исследования вторичного загрязнения атмосферы ^{137}Cs в Брянской области после ядерной аварии на ЧАЭС.....2

Е.И. Егорова
 Оценка экологического состояния рекреационной зоны г. Обнинска в районе расположения ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского методами биологического мониторинга.....2

А.И. Крышев, А.В. Носов
 Радиоэкологическая модель переноса ^{90}Sr и ^{137}Cs в речной системе «Исеть–Тобол–Иртыш».....3

А.И. Никитин, В.Б. Чумичев, Н.К. Валетова, И.Ю. Катрич, А.И. Кабанов, Г.Е. Дунаев, В.Н. Шкуро, В.М. Родин, А.Н. Мироненко, Е.В. Киреева
 Современное содержание ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$ и трития в воде речной системы Тобол–Иртыш (от устья р. Исеть до слияния с р. Обь).....3

А.П. Бирюков, В.К. Иванов, В.Ф. Украинцев, М.А. Болохоненкова, Е.В. Кочергина, З.Г. Круглова, Н.С. Зеленская
 Контроль качества регистрации заболеваемости участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС в различных дозовых группах.....4

Б.И. Яцало, И. Линков, Г. Кайкер, Т.П. Сигер, А.Н. Ткачук
 Управление водными системами с использованием методов многокритериального анализа.....4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

М.В. Баканов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.Л. Кочетков, Ю.С. Хомяков
 Оценка составляющих погрешности измерения относительного энерговыделения реактора БН-600 Белоярской АЭС.....1

М.В. Баканов, В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, М.Р. Фарахшин
 Оценка минимально возможной эффективности стержней СУЗ реактора БН-600.....1

В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Х.Ф. Гиззатулин
 Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600.....1

Е.В. Балахнин, А.М. Тучков, И.А. Чернов
 Влияние изменения состава активной зоны БН-600 на величину натриевого пустотного эффекта реактивности.....1

А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.П. Забегаев
 Исследования остаточного тепловыделения отработавших сборок реактора БН-600 в бассейне выдержки.....1

М.В. Кащеев
 Об одном точном решении уравнений кинетики.....2

Г.Г. Куликов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев, В.А. Ансэ
 Изучение нейтронно-физических характеристик легководного реактора с (Th-U-Pu)-топливом.....2

О.Н. Павлова, В.А. Дулин
 К вопросу о резонансной самоэкранировке сечений захвата и деления урана-235.....2

В.И. Савандер, М.А. Увакин
 Сравнительный анализ различных способов достижения больших глубин выгорания в реакторных системах без использования дополнительных поглотителей.....2

А.Ю. Дорошенко, В.В. Кетлеров
 Экспериментальные сечения реакции деления ^{238}U протонами промежуточных энергий.....3

В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, А.В. Петросян, С.Е. Якуш
 Численное моделирование перемешивания потоков с различной концентрацией бора кодом REMIX.....3

<i>В.И. Бойко, П.М. Гаврилов, В.А. Лызко, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман</i> Составляющие пространственно-распределенного источника тепловыделения в графитовых конструкциях ЯЭУ.....	4
<i>В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, И.В. Шаманин, М.Г. Герасим, В.Н. Нестеров</i> Нейтронно-физические аспекты обращения с уран-ториевыми и плутоний-ториевыми сплавами.....	4
<i>В.В. Дулин, С.А. Забродская</i> О вкладе α -п реакции в интенсивность нейтронного излучения двуокиси плутония.....	4
<i>А.Г. Юферов</i> К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики.....	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>Г.Б. Бабенко, А.В. Гаврилов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков</i> Повышение эффективности и экономичности использования ядерного топлива в реакторе БН-600 Белоярской АЭС.....	1
<i>М.В. Баканов, Г.В. Бабенко, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Т.А. Климашина, М.Р. Фаракин</i> Облучение экспериментальных ТВС с уран-плутониевым топливом в реакторе БН-600.....	1
<i>Д.П. Масалов</i> Обращение с отработавшим топливом первой в мире АЭС. Оценка количества и активности РАО, образованных в результате разделки ОТВС.....	2
<i>С.Г. Олейник, О.В. Маслов, Л.Л. Кальнев</i> К вопросу о метрологическом обеспечении определения выгорания облученного ядерного топлива в процессе перегрузки.....	2
<i>Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко, С.Г. Усынина</i> Замкнутый и закрытый (on site) топливный цикл РБН нетрадиционной конструкции.....	2

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

<i>Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, П.П. Говоров</i> Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 Белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации.....	1
<i>Н.Н. Ошканов, Ю.В. Носков, М.В. Баканов, Н.П. Леонтьев, А.И. Карпенко</i> О сооружении энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реактором БН-800.....	1
<i>В.И. Вайзер, Л.А. Кочетков, Д.П. Масалов, А.И. Штыфурко</i> Анализ облучаемости персонала Первой АЭС за 50-летний срок ее эксплуатации.....	2
<i>А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь</i> Анализ физических состояний реактора ВВЭР-1000 и управление аварийными ситуациями.....	3
<i>Е.Н. Алонцева, А.Н. Анохин, А.С. Стебнев, Э.Ч. Маршалл</i> Представление информации для обзора состояния энергоблока атомной станции.....	4
<i>А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Федорова</i> Оценка конкурентоспособности атомных станций малой мощности в республике Саха (Якутия).....	4
<i>А.М. Загребаев</i> Оптимизация режима работы ядерного реактора в переменном суточном графике нагрузки с учетом возможности утилизации энергии.....	4
<i>С.Т. Лескин, В.В. Корнилова</i> О возможности идентификации аномалии в состоянии насосов высокого и низкого давления по результатам испытаний на АЭС с ВВЭР.....	4

Э.С. Сааков, В.П. Дерий, А.М. Яковлев, А.А. Кормилицын, А.В. Клепов, М.Х. Гашев, Ю.А. Крайнов, В.И. Чмыхун, В.В. Сарбуков, О.В. Лебедев, В.В. Макеев, А.Ю. Беляков
 Нейтронно-физические характеристики первой топливной загрузки блока №2 Хмельницкой АЭС с ТВСА на этапе физического и энергетического пуска.....4

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков
 Расчет температурного режима сборок БН-600 в газовой среде.....1

П.П. Говоров, А.А. Кузнецов
 Гидродинамическая неустойчивость в парогенераторах энергоблока БН-600 и ее диагностирование.....1

А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, А.И. Карпенко
 Определение предельно допустимых перегревов пара за испарителями в эксплуатационных режимах натриевого парогенератора.....1

П.П. Говоров
 Совершенствование переходных режимов натриевого парогенератора энергоблока БН-600.....1

А.А. Бычков, И.М. Крысантиев
 О связи распределения расходов натрия в первом контуре реактора БН-600 с характером показаний баковых термомпар.....1

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, В.А. Левченко
 Экспериментальное исследование гидравлических характеристик модифицированной ТВС реактора РБМК-1000.....3

Ю.С. Юрьев, Ю.Д. Левченко, И.А. Чусов, А.А. Казанцев, И.Н. Леонов
 Влияние отклонений геометрии тракта двухпетлевой гидравлической модели на неопределенность общего коэффициента гидросопротивления.....3

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, В.А. Левченко, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев
 Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора.....4

С.Г. Калякин, А.А. Цыганок
 Экспериментальные исследования теплоотдачи и тепловой мощности вентиляционной трубы системы пассивной фильтрации АЭС.....4

Г.А. Сорокин, Х. Ниноката, Х. Эндо, А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, В.В. Иванов, А.Д. Волков, И.Р. Зуева
 Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции.....4

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев
 Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности.....1

Е.А. Козманов
 О радиационном распухании сталей в нейтронном поле быстрого реактора.....1

А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, В.В. Мальцев, А.В. Захаров, В.Д. Рисованный, А.А. Худяков
 Подтверждение проектного ресурса опытных стержней АЗ с рефабрицированным карбидом бора после эксплуатации в реакторе БН-600.....1

<i>М.В. Баканов, В.В. Чуев, О.В. Крюков, А.В. Лукин, С.А. Бычков, Ю.П. Буданов, О.С. Коростин, А.В. Целищев, В.Б. Тарасюк</i>	
Оптимизация структурного состояния материала оболочечных труб из стали ЧС68 в холоднодеформированном состоянии.....	1
<i>А.В. Безносков, А.В. Семенов, В.Л. Константинов, О.В. Баранова, С.А. Кузьминых</i>	
Экспериментальные исследования в обоснование применения эвтектики Li(17) Pb(83) в бланкете токамака.....	2
<i>В.И. Бойко, Б.Е. Кадлубович, И.В. Ломов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин</i>	
Формирование функционального слоя на поверхности ядерного топливного элемента под действием импульсного пучка заряженных частиц.....	3
<i>В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман</i>	
Оценка ресурса реакторного графита ячеек системы управления и защиты с учетом деградации теплофизических свойств.....	3
<i>П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.А. Гулевский, Ю.А. Тепляков, А.А. Проворов</i>	
Метод и устройство для индикации состояния пассивационных пленок на поверхности конструкционных материалов в тяжелых жидкометаллических теплоносителях.....	3
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	
<i>Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Е.С. Матусевич</i>	
Перспективы тяжеловодного реактора для нейтронной терапии злокачественных новообразований.....	2

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2005

CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnoy</i>	
Nuclear Technology – Guarantee of the Stable Development Russia in the 21 Century.....	2
<i>F.I. Karmanov, D.A. Reznichenko</i>	
Comparative Study of Equilibrium Configurations of Lennard–Jones Cluster Systems.....	3

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>V.F. Roslyakov, E.S. Lisitsyn, S.A. Gurev, N.A. Zobnin</i>	
BN600 Spectrometric Failed Fuel Detection System.....	1
<i>E.A. Kozmanov, V.A. Zhyoltyshev, A.A. Tuzov</i>	
Justification of the Lifetime Characteristics of the Standard BN600 Reactor Safety Rods.....	1
<i>N.N. Oshkanov, A.I. Karpenko, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov</i>	
BN600 Power Unit Safety Evaluation Concept.....	1
<i>A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko</i>	
Secondary-to-Primary Sodium Leak Detection in the BN600 Reactor IHX's.....	1
<i>V.I. Melnikov, M.A. Kamnev, S. Eckert, G. Gerbeth</i>	
Development and Research of the Ultrasound Wave-Guide Sensors for Control Liquid Metal Coolant.....	2
<i>A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov, A.V. Nakhobov, A.S. Mokrousov, I.F. Schedrin, T.F. Kozak</i>	
Automatic Weld Flaw Detection Based on the Ultrasonic Testing of NPPs' Pipelines.....	2
<i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'</i>	
Checking of Continuity of Boron Solution Delivery into Core during Rupture of the First Circuit with Equivalent Diameter 50–100 mm.....	2
<i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'</i>	
Calculating Research of Emergency Situation with Rupture of the First Circuit and Superposition of Disrepair of Boron Injection with High Pressure in Core of Reactor VVER-1000.....	2
<i>Yu.M. Volkov, S.T. Leskin, Yu.D. Baranaev, A.I. Voropaev, M.F. Vorotyntsev</i>	
The Development of Specialized Software for Fast Radiation Conditions Analysis and Accident Evolution Forecasting in Case of Nuclear Accident.....	3

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>I.I. Koltik, N.N. Oshkanov</i>	
Evaluation of the Radiation Risks Related to the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Operation on General Public.....	1
<i>N.N. Oshkanov, M.V. Bakanov, E.M. Rafikov</i>	
Justification of the Tritium Radiation Safety of the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Personnel.....	1
<i>I.Ya. Gaziev, I.I. Kryshev, Ya.I. Gaziev, A.D. Uvarov</i>	
Investigations of Secondary Atmospheric Contamination by ¹³⁷ Cs in Bryansk Region after the Nuclear Accident at the Chernobyl NPP.....	2

<i>E.I. Yegorova</i> Biological Methods for Environmental Assessment of the Recreation Zone in the Vicinity of the Obninsk Institute of Physics and Power Engineering.....	2
<i>A.I. Kryshev, A.V. Nosov</i> Radioecological Model of ^{90}Sr and ^{137}Cs Transfer in the River System «Iset–Tobol–Irtys».....	3
<i>A.I. Nikitin, V.B. Chumichev, N.K. Valetova, I.Yu. Katrich, A.I. Kabanov, G.E. Dunaev, V.N. Shkuro, V.M. Rodin, A.N. Mironenko, E.V. Kireeva</i> Up-to-date Content of ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$ and Tritium in Water of the River System Tobol-Irtys (from the Iset River Mouth till Confluence with the Ob River).....	3
<i>A.P. Birukov, V.K. Ivanov, V.F. Ukrainsev, M.A. Bolkhonenkova, H.V. Kochergina, Z.G. Kruglova, N.S. Zelenskaya</i> Quality Control of Sickness Rate Registration of the Chernobyl Accident Liquidators into a Different Radiation Dose Groups.....	4
<i>B.I. Yatsalo, I. Linkov, G. Kiker, T.P. Seager, A.N. Tkachuk</i> Management of Contaminated Aquatic Environment with Implementation of Multi Criteria Decision Analysis.....	4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>M.V. Bakanov, V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A.L. Kochetkov, Yu.S. Khomyakov</i> Assessment of the Partial Errors of the Beloyarsk NPP BN600 Reactor Relative Power Measurements.....	1
<i>M.V. Bakanov, V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, M.R. Farakshin</i> Assessment of the Minimum Possible Worth of the BN600 Reactor Control Rods.....	1
<i>V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, Kh.F. Gizzatuln</i> Computational Support to the BN600 Reactor Operation.....	1
<i>E.V. Balahnin, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i> The Influence of Change of the BN-600 Core Composition on Value of Sodium Void Reactivity Effect.....	1
<i>A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.P. Zabegaev</i> Research into BN600 Reactor Irradiated Fuel Decay Heat Released in the Irradiated Fuel Cooling Pond.....	1
<i>M.V. Kascheev</i> About One Exact Solution of Kinetics Equation.....	2
<i>G.G. Kulikov, V.V. Artisyik, A.N. Shmelev, V.A. Apse</i> A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel.....	2
<i>O.N. Pavlova, V.A. Doulin</i> About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235.....	2
<i>V.I. Savander, M.A. Uvakin</i> The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers.....	2
<i>A.Yu. Doroshenko, V.V. Ketlerov</i> Experimental Cross-Sections of ^{238}U Fission Induced by Intermediate Energy Protons.....	3
<i>V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, A.V. Petrosyan, S.E. Yakush</i> Numerical Modeling of Coolant Mixing with REMIX Code.....	3
<i>V.I. Boiko, P.M. Gavrilov, V.A. Lyzko, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman</i> Constituents of the Spatial-Distributed Source of Heat Discharge in the Graphite Structures of the Nuclear Power Installations.....	4

<i>V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, I.V. Shamanin, M.G. Gerasim, V.N. Nesterov</i> The Neutron-Physical Aspects of the Uranium-Thorium and Plutonium-Thorium Alloys Handlement.....	4
<i>V.V. Doulin, S.A. Zbrodskaja</i> About Contribution of α -n Reaction to Intensity of Neutron Radiation of Dioxide of Plutonium.....	4
<i>A.G. Yuferov</i> To a Problem of Identification of Integral Equations of a Kinetics.....	4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>G.V. Babenko, A.V. Gavrilov, V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov</i> Improvement of the Efficiency and the Economics of the Fuel Utilization at the Beloyarsk NPP BN600 Reactor.....	1
<i>M.V. Bakanov, G.V. Babenko, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, B.A. Vasiliev, O.V. Mishin, T.A. Klimashina, M.R. Farakshin</i> Irradiation of Experimental MOX Fuel in the BN600 Reactor.....	1
<i>D.P. Masalov</i> Handling of Spent Fuel of the First NPP.....	2
<i>S.G. Oleynik O. V. Maslov, L.L. Kalnev</i> To a Question of Metrological Ensuring of Determination of Burnup of the Irradiated Nuclear Fuel an Overload.....	2
<i>G.B. Usynin, A.A. Kravchenko, S.G. Usynina</i> Closed and Insulated (on site) Fuel Cycle of Nonconventional Fast Reactor.....	2

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, P.P. Govorov</i> BN600 Performance Efficiency Evaluation over 25 years of Operation.....	1
<i>N.N. Oshkanov, Yu.V. Noskov, M.V. Bakanov, N.P. Leontev, A.I. Karpenko</i> BN800 Reactor Beloyarsk 4 Construction.....	1
<i>V.I. Vaizer, L.A. Kotchetkov, D.P. Masalov, A.I. Shtifurko</i> Analysis of Personnel Irradiation Doses during 50 Years Operation of the First NPP.....	2
<i>A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdun</i> Physical Statutes of Reactor VVER-1000 Analyze and Management of Emergency Situations.....	3
<i>E.N. Alontseva, A.N. Anokhin, A.S. Stebenev, E. Marshall</i> Information Representation for In-Process Review of NPP Unit STATUS.....	4
<i>A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, E.V. Fedorova</i> Efficiency Evaluation for Small and Medium-Sized Reactors in the Sakha Republic (Yakutia).....	4
<i>A.M. Zagrebayev</i> Optimization of Nuclear Reactor Operation Rregime in Variable Daily Loading Schedule with Accounting for Energy Utilization.....	4
<i>S.T. Leskin, V.V. Kornilova</i> About a Possibility High and Low Pressure Pumps Anomalies Identefication Based on Testing Data Analysis.....	4
<i>E.S. Saakov, V.P. Derij, A.M. Yakovlev, A.A. Kormilitsin, A.V. Klepov, M.H. Gashev, Yu.A. Krainov, V.I. Chmykhun, V.V. Sarbukov, O.V. Lebedev, V.V. Makeev, A.Yu. Belyakov</i> Neutron and Physical Characteristics of the Khmel'nitsk-2 First Loading with Alternative-Design Fuel Assemblies at the Stages of Physical and Power Startup.....	4

ТHERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov</i> The Calculate of Temperature Conditions of the BN-600 Sub-assemblies into Gaseous Medium.....	1
<i>P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov</i> Hydrodynamic Instability in the BN600 Power Unit Steam Generators and its Diagnosis.....	1
<i>A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko</i> Determination of the Allowable Limits of the Steam Superheating Downstream the Evaporators under the Sodium Steam Generator Operating Conditions.....	1
<i>P.P. Govorov</i> Improvement of the BN600 Power Unit Sodium Steam Generator Transients.....	1
<i>A.A. Bychkov, I.M. Krysan'tev</i> About Connection of the Sodium Flow Rate Distribution in the BN-600 Reactor Primary Circuit with the Reactor Vessel Thermocouples Reading Pattern.....	1
<i>E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko</i> Experimental Research of Hydraulic Parameters of Modified Fuel Assembly for RBMK-1000 Reactor.....	3
<i>Yu.S. Yur'ev, Yu.D. Levchenko, I.A. Chusov, A.A. Kazantsev, I.N. Leonov</i> Influence of Track Geometry Deviation in Two-Loop Hydraulic Model on Total Hydraulic Friction Uncertainties.....	3
<i>E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Vur'ev</i> Experimental Investigation of Hydraulic Characteristics of Tank Reactor Model.....	4
<i>S.G. Kalyakin, A.A. Tsyganok</i> Experimental Investigations in Substantiation of Design Functions of the Passive System of Filtration of the Leaks to the NPP Annulus.....	4
<i>G.A. Sorokin, X. Ninokata, X. Endo, A.D. Efanov, A.P. Sorokin, E.F. Ivanov, G.P. Bogoslovskaja, V.V. Ivanov, A.D. Volkov, I.R. Zueva</i> Experimental and Numerical Modelling of Liquid Metal Boiling Heat Transfer in a System of Parallel Fuel Subassemblies under conditions of Natural Convection.....	4

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V.V. Chuyev, V.F. Rosljakov, V.V. Maltsev</i> Features of Constructional Materials' Behavior within Fast High-Power Reactor's Spectrum of Neutrons.....	1
<i>E.A. Kozmanov</i> Radiation Swelling of Steels in the Fast Reactor Neutron Field.....	1
<i>A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, V.V. Maltsev, A.V. Zakharov, V.D. Risovany, A.A. Khudyakov</i> Confirmation of the Design lifetime of the Test Safety Rods Manufactured of Refabricated Boron Carbide after Operation in the BN600 Reactor.....	1
<i>M.V. Bakanov, V.V. Chuev, O.V. Kryukov, A.V. Lukin, S.A. Bychkov, Yu.P. Budanov, O.S. Korostin, A.V. Tselishchev, V.B. Tarasyuk</i> Optimization of the Structural Condition of Fuel Cladding Material.....	1
<i>A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, V.L. Constantinov, O.V. Baranova, S.A. Cuzminich</i> Experimental Investigations in the Substantiation of Application of Eutectic Li (17) Pb (83) in Blanket of Tokamak.....	2
<i>V.I. Boiko, B.E. Kadlubovich, I.V. Lomov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin</i> The Forming of the Functional Layer on the Nuclear Fuel Element Surface by the Pulsed Charged Particles Beam Action.....	3

V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman
The Distribution of the Reactor's Graphite Resource in Cells of the Operation
and Protection System with the Degradation of the Thermo-physical
Properties Taking into account.....3

P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.A. Gulevskiy, U.A. Teplykov, A.A. Provorov
Method and Device for Indication of the State of Passivation Films on the Surface
of Structural Materials in Heathy Liquid Metal Coolants.....3

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Eu.S. Matusevich
Heavy Water Reactor Abilities in Neutron Therapy of Malignant Tumors.....2

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Eckert S.....	2	Дунаев Г.Е.....	3
Gerbeth G.....	2	Егорова Е.И.....	2
Авдеев Е.Ф.....	3, 4	Ефанов А.Д.....	4
Аксенов В.И.....	2, 3	Желтышев В.А.....	1
Алонцева Е.Н.....	4	Забегаев В.П.....	1
Андрианов А.А.....	4	Забродская С.А.....	4
Анохин А.Н.....	4	Загребаев А.М.....	4
Апсэ В.А.....	2	Захаров А.В.....	1
Артисюк В.В.....	2	Зобнин Н.А.....	1
Бабенко Г.Б.....	1	Зуева И.Р.....	4
Баканов М.В.....	1	Иванов В.В.....	4
Балахнин Е.В.....	1	Иванов В.К.....	4
Баранаев Ю.Д.....	3	Иванов Е.Ф.....	4
Баранова О.В.....	2	Кабанов А.И.....	3
Безносос А.В.....	2	Кадлубович Б.Е.....	3
Белоусов П.А.....	2	Казанский Ю.А.....	2
Бельтюков А.И.....	1	Казанцев А.А.....	3
Беляков А.Ю.....	4	Кайкер Г.....	4
Бирюков А.П.....	4	Кальнев Л.Л.....	2
Богословская Г.П.....	4	Калякин С.Г.....	4
Бойко В.И.....	3, 4	Камнев М.А.....	2
Болохоненкова М.А.....	4	Карманов Ф.И.....	3
Буданов Ю.П.....	1	Карпенко А.И.....	1
Бычков А.А.....	1	Катрич И.Ю.....	3
Бычков С.А.....	1	Кащеев М.В.....	2
Вайзер В.И.....	2	Кетлеров В.В.....	3
Валетова Н.К.....	3	Киреева Е.В.....	3
Васильев Б.А.....	1	Клепов А.В.....	4
Волков А.Д.....	4	Климашина Т.А.....	1
Волков Ю.М.....	3	Козак Т.Ф.....	2
Воропаев А.И.....	3	Козманов Е.А.....	1
Воротынцев М.Ф.....	3	Константинов В.Л.....	2
Гаврилов А.В.....	1	Кормилицын А.А.....	4
Гаврилов П.М.....	3, 4	Корнилова В.В.....	4
Газиев И.Я.....	2	Коровин Ю.А.....	4
Газиев Я.И.....	2	Коростин О.С.....	1
Гашев М.Х.....	4	Целищев А.В.....	1
Герасим М.Г.....	4	Кочергина Е.В.....	4
Гиззатулин Х.Ф.....	1	Кочетков А.Л.....	1
Говоров П.П.....	1	Кочетков Л.А.....	2
Головин В.В.....	1	Кравченко А.А.....	2
Гулевский В.А.....	3	Крайнов Ю.А.....	4
Гурьев С.А.....	1	Чмыхун В.И.....	4
Дерий В.П.....	4	Круглова З.Г.....	4
Дорошенко А.Ю.....	3	Зеленская Н.С.....	4
Дулин В.А.....	2	Крысантьев И.М.....	1
Дулин В.В.....	4	Крышев А.И.....	3

Крышев И.И.....	2	Рисованный В.Д.....	1
Крюков О.В.....	1	Родин В.М.....	3
Кузнецов А.А.....	1	Розенбаум Е.Л.....	1
Кузьминых С.А.....	2	Росляков В.Ф.....	1
Куликов Г.Г.....	2	Сааков Э.С.....	4
Кураченко Ю.А.....	2	Савандер В.И.....	2
Лебедев О.В.....	4	Сарбуков В.В.....	4
Левченко В.А.....	2, 3, 4	Семенов А.В.....	2
Левченко Ю.Д.....	3, 4	Сердунь Н.П.....	2, 3
Леонов И.Н.....	3	Сигер Т.П.....	4
Леонтьев Н.П.....	1	Скоморохов А.О.....	2
Лескин С.Т.....	3, 4	Сорокин А.П.....	4
Линков И.....	4	Сорокин Г.А.....	4
Лисицын Е.С.....	1	Стебенов А.С.....	4
Ломов И.В.....	3	Тарасюк В.Б.....	1
Лукин А.В.....	1	Тепляков Ю.А.....	3
Лыжин А.А.....	1	Ткачук А.Н.....	4
Лызко В.А.....	4	Тузов А.А.....	1
Макеев В.В.....	4	Тучков А.М.....	1
Мальцев В.В.....	1	Увакин М.А.....	2
Мартынов П.Н.....	3	Уваров А.Д.....	2
Маршалл Э.Ч.....	4	Украинцев В.Ф.....	4
Масалов Д.П.....	2	Усынин Г.Б.....	2
Маслов О.В.....	2	Усынина С.Г.....	2
Матусевич Е.С.....	2	Фаракшин М.Р.....	1
Мелихов В.И.....	3	Федорова Е.В.....	4
Мелихов О.И.....	3	Хомяков Ю.С.....	1
Мельников В.И.....	2	Худяков А.А.....	1
Мироненко А.Н.....	3	Цыганок А.А.....	4
Мишин О.В.....	1	Чернов И.А.....	1
Мокроусов А.С.....	2	Чернов М.Е.....	3
Мурогов В.М.....	2	Чуев В.В.....	1
Нахабов А.В.....	2	Чумичев В.Б.....	3
Нестеров В.Н.....	3, 4	Чусов И.А.....	3, 4
Никитин А.И.....	3	Шаманин И.В.....	3, 4
Ниноката Х.....	4	Шидловский В.В.....	3, 4
Носков Ю.В.....	1	Шкаровский А.Н.....	2, 3
Носов А.В.....	3	Шкуро В.Н.....	3
Олейник С.Г.....	2	Шмелев А.Н.....	2
Ошканов Н.Н.....	1	Штыфурко А.И.....	2
Павлова О.Н.....	2	Колтик И.И.....	1
Петросян А.В.....	3	Щедрин И.Ф.....	2
Пономарев-Степной Н.Н.....	2	Эндо Х.....	4
Потапов О.А.....	1	Юрьев Ю.С.....	3, 4
Проворов А.А.....	3	Юферов А.Г.....	4
Ратман А.В.....	3, 4	Яковлев А.М.....	4
Рафиков Е.М.....	1	Якуш С.Е.....	3
Резниченко Д.А.....	3	Яцало Б.И.....	4

II. AUTHOR INDEX

Aksenov V.I.....	2	Gerbeth G.....	2
Alontseva E.N.....	4	Gizatulin Kh.F.....	1
Andrianov A.A.....	4	Golovin V.V.....	1
Anokhin A.N.....	4	Govorov P.P.....	1
Apse V.A.....	2	Gulevskiy V.A.....	3
Artisyik V.V.....	2	Gurev S.A.....	1
Avdeev E.F.....	3, 4	Ivanov E.F.....	4
Babenko G.V.....	1	Ivanov V.K.....	4
Bakanov M.V.....	1	Ivanov V.V.....	4
Balahnin E.V.....	1	Kabanov A.I.....	3
Baranaev Yu.D.....	3	Kadlubovich B.E.....	3
Baranova O.V.....	2	Kalnev L.L.....	2
Belousov P.A.....	2	Kamnev M.A.....	2
Beltyukov A.I.....	1	Karmanov F.I.....	3
Belyakov A.Yu.....	4	Karpenko A.I.....	1
Beznosov A.V.....	2	Kascheev M.V.....	2
Birukov A.P.....	4	Katrich I.Yu.....	3
Bogoslovskaia G.....	P.4	Kazansky Yu.A.....	2
Boiko V.I.....	3, 4	Kazantsev A.A.....	3
Bolkhonenkova M.A.....	4	Ketlerov V.V.....	3
Budanov Yu.P.....	1	Khomyakov Yu.S.....	1
Bychkov A.A.....	1	Khudyakov A.A.....	1
Bychkov S.A.....	1	Kiker G.....	4
Chernov I.A.....	1	Kireeva E.V.....	3
Chernov M.E.....	3	Klepov A.V.....	4
Chmykhun V.I.....	4	Klimashina T.A.....	1
Chumichev V.B.....	3	Kochergina H.V.....	4
Chusov I.A.....	3, 4	Kochetkov A.L.....	1
Chuyev V.V.....	1	Koltik I.I.....	1
Constantinov V.L.....	2	Kormilitsin A.A.....	4
Cuzminich S.A.....	2	Kornilova V.V.....	4
Derij V.P.....	4	Korostin O.S.....	1
Doroshenko A.Yu.....	3	Korovin Yu.A.....	4
Doulin V.A.....	2	Kotchetkov L.A.....	2
Doulin V.V.....	4	Kozak T.F.....	2
Dunaev G.E.....	3	Kozmanov E.A.....	1
Eckert S.....	2	Krainov Yu.A.....	4
Efanov A.D.....	4	Kravchenko A.A.....	2
Endo X.....	4	Kruglova Z.G.....	4
Farakshin M.R.....	1	Krysant'ev I.M.....	1
Fedorova E.V.....	4	Kryshev A.I.....	3
Gashev M.H.....	4	Kryshev I.I.....	2
Gavrilov A.V.....	1	Kryukov O.V.....	1
Gavrilov P.M.....	3, 4	Kulikov G.G.....	2
Gaziev I.Ya.....	2	Kurachenko Yu.A.....	2
Gaziev Ya.I.....	2	Kuznetsov A.A.....	1
Gerasim M.G.....	4	Lebedev O.V.....	4

Leonov I.N.	3	Savander V.I.	2
Kalyakin S.G.	4	Schedrin I.F.	2
Leontev N.P.	1	Seager T.P.	4
Leskin S.T.	3, 4	Semyonov A.V.	2
Levchenko V.A.	2, 3, 4	Serdun' N.P.	2, 3
Levchenko Yu.D.	3, 4	Shamanin I.V.	3, 4
Linkov I.	4	Shidlovskiy V.V.	3, 4
Lisitsyn E.S.	1	Shkarovskiy A.N.	2, 3
Lomov I.V.	3	Shkuro V.N.	3
Lukin A.V.	1	Shmelev A.N.	2
Lyzhin A.A.	1	Shtifurko A.I.	2
Lyzko V.A.	4	Skomorokhov A.O.	2
Makeev V.V.	4	Sorokin A.P.	4
Maltsev V.V.	1	Sorokin G.A.	4
Marshall E.	4	Stebenev A.S.	4
Martynov P.N.	3	Tarasyuk V.B.	1
Masalov D.P.	2	Teplykov U.A.	3
Maslov O.V.	2	Tkachuk A.N.	4
Matusevich Eu.S.	2	Tselishchev A.V.	1
Melikhov O.I.	3	Tsyganok A.A.	4
Melikhov V.I.	3	Tuchkov A.M.	1
Melnikov V.I.	2	Tuzov A.A.	1
Mironenko A.N.	3	Ukrainsev V.F.	4
Mishin O.V.	1	Usynin G.B.	2
Mokrousov A.S.	2	Usynina S.G.	2
Murogov V.M.	2	Uvakin M.A.	2
Nakhobov A.V.	2	Uvarov A.D.	2
Nesterov V.N.	3, 4	Vaizer V.I.	2
Nikitin A.I.	3	Valetova N.K.	3
Ninokata X.	4	Vasiliev B.A.	1
Noskov Yu.V.	1	Volkov A.D.	4
Nosov A.V.	3	Volkov Yu.M.	3
Oleynik S.G.	2	Voropaev A.I.	3
Oshkanov N.N.	1	Vorotyntsev M.F.	3
Pavlova O.N.	2	Yakovlev A.M.	4
Petrosyan A.V.	3	Yakush S.E.	3
Ponomarev-Stepnoy N.N.	2	Yatsalo B.I.	4
Potapov O.A.	1	Yegorova E.I.	2
Provorov A.A.	3	Yuferov A.G.	4
Rafikov E.M.	1	Yur'ev Yu.S.	3, 4
Ratman A.V.	3, 4	Zabegaev V.P.	1
Reznichenko D.A.	3	Zabrodskaja S.A.	4
Risovany V.D.	1	Zagrebayev A.M.	4
Rodin V.M.	3	Zakharov A.V.	1
Roslyakov V.F.	1	Zelenskaya N.S.	4
Rozenbaum E.L.	1	Zhyoltyshev V.A.	1
Saakov E.S.	4	Zobnin N.A.	1
Sarbukov V.V.	4	Zueva I.R.	4