

АКТУАЛЬНЫЕ
ПРОБЛЕМЫ
ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

БЕЗОПАСНОСТЬ,
НАДЕЖНОСТЬ И
ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

ФИЗИКА И
ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ

ЭКОЛОГИЯ
ЭНЕРГЕТИКИ

ТОПЛИВНЫЙ
ЦИКЛ
РАДИОАКТИВНЫЕ
ОТХОДЫ

ТЕПЛОФИЗИКА И
ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>Е.В. Федорова, Т.Г. Зорина</i>	Моделирование межрегионального энергообмена с помощью программы MESSAGE	3
<i>С.А. Андрушечко</i>	Расширение функций информационной поддержки оператора блочного щита управления за счет внедрения систем представления параметров безопасности	12
<i>О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин</i>	Система визуального осмотра внутриреакторных конструкций реактора ВВР-ц	23
<i>В.И. Бойко, В.В. Шидловский, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман</i>	Определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны	26
<i>Ю.В. Волков, В.В. Фролов</i>	О ядерной безопасности внеакторного обращения с ядерными делящимися материалами в присутствии слабого источника нейтронов	31
<i>А.А. Тузов, А.А. Камаев</i>	Физическая модель напряженно-деформированного состояния поглощающих элементов реакторов БН в условиях силового взаимодействия сердечника с оболочкой	36
<i>Ю.Г. Мокров</i>	Анализ прогноза стока стронция-90 с водами р. Теча	43
<i>М.А. Тулешова, В.К. Милинчук</i>	Дезактивирующие полимерные покрытия на основе бутилацрилатных латексов	50
<i>А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Станковский, А.А. Андрианов</i>	Оцененные транспортные файлы для исследования переноса частиц в материалах, облучаемых нейtronами с энергией до 150 МэВ	56
<i>В.А. Опаловский, Г.В. Тихомиров, Э.Ф. Крючков</i>	Методика расчета радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ	63
<i>Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.Я. Устюжанин, В.В. Максимовский, Д.С. Лазикян,</i> <i>В.А. Левченко, С.В. Бородастов, И.Н. Леонов, В.А. Белугин, Ю.Д. Левченко,</i> <i>Ю.С. Юрьев</i>	Гидравлический стенд для испытания моделей ядерных реакторов	70
<i>А.В. Безносов, А.В. Семенов, С.С. Пинаев, А.Д. Ефанов, Ю.И. Орлов,</i> <i>А.В. Жуков</i>	А.В. Безносов, А.В. Семенов, С.С. Пинаев, А.Д. Ефанов, Ю.И. Орлов, А.В. Жуков Теплоотдача к свинцовому теплоносителю в кольцевой щели при контролируемом содержании кислорода	84
<i>С.А. Замятин, А.Н. Семененко</i>	Математическое моделирование переходных процессов в сложных сопряженных теплопередающих контурах при естественной циркуляции теплоносителя	94

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS

OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- E.V. Fedorova, T.G. Zorina*
Interregional Energy Exchange Modeling by Using MESSAGE Code 3

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- S.A. Andrushechko*
Extension of Control Room Operator Information Support
by the SPDS System Installation 12
O.Yu. Kochnov, N.D. Lukin
Video-monitoring System of In-core Constructions for WWR-c Reactor 23

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman*
Calculation of the Reactor Graphite Durability for RBMK-1000
Considering the Axial Irregularity of Energy Release 26
Yu.V. Volkov, V.V. Frolov
On Safety Non-reactor Management of Fissile Materials when
a Weak Neutron Source is Available 31
A.A. Touzov, A.A. Kamaev
Physical Model of Stress-strain State of BN-type Reactor Absorber Pins in
Conditions of Absorber-cladding Mechanical Interaction 36

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- Yu.G. Mokrov*
Analysis of Forecast of Sr-90 Run-off with the Techa River Water 43
M.A. Tuleshova, V.K. Milinchuk
Deactivating Polymeric Coats on the Basis of Butylacrilate Latexes 50

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- A.Yu. Konobeyev, Yu.A. Korovin, G.B. Pilnov, A.Yu. Stankovskiy, A.A. Andrianov*
Transport Evaluated Files to Study Particle Transport in Materials Irradiated
by Neutrons with Energies up to 150 MeV 56
V.A. Opalovsky, G.V. Tikhomirov, E.F. Kryuchkov
The Method of Calculation of Radiation Conditions around the Shipping
Casks with SNF 63

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.Ya. Ustujanin, V.V. Maksimovskiy, D.S. Lazikyan,
V.A. Levtchenko, S.V. Borodastov, I.N. Leonov, V.A. Belugin, Yu.D. Levchenko,
Yu.S. Yur'ev*
Hydraulic Test Facility for Testing of Model Nuclear Reactor 70
*A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, S.S. Pinaev, A.D. Efanov, Yu.I. Orlov,
A.V. Zhukov*
Heat Exchange to Lead Coolant in the Annual Gap at Controller
Oxygen Content 84
S.A. Samiatin, A.N. Semenenko
Mathematical Modulation of Transmitting Processes in Complex Associated
Heat Transfer Systems at Natural Circulation of Heat Carrier 94

МОДЕЛИРОВАНИЕ МЕЖРЕГИОНАЛЬНОГО ЭНЕРГООБМЕНА С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ MESSAGE

Е.В. Федорова*, Т.Г. Зорина**

**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,*

г. Обнинск

***Белорусский государственный экономический университет, г. Минск*



Продемонстрированы результаты успешного применения программы MESSAGE для моделирования межрегионального энергообмена. MESSAGE является программным продуктом NASA и распространяется МАГАТЭ среди стран-участниц в качестве инструмента прогнозирования развития энергетических систем. Результатом работы программы является оптимальная стратегия развития рассматриваемой энергетической системы. Критерием оптимальности служит минимум приведенных затрат. В качестве тестовой задачи рассматривалась традиционно сложившаяся схема обмена топливом и энергетической продукцией между Россией и Беларусью: экспорт российского газа, нефти и электроэнергии в Беларусь и экспорт бензина в Россию. В качестве альтернативного энергетического источника для белорусской энергосистемы рассматривалась ядерная энергетика.

Энергетика является ключевым сектором экономики, и эффективность функционирования топливно-энергетического комплекса в значительной степени определяет успешность экономического развития страны. В последнее время при разработке национальных стратегий экономического развития подчеркивается необходимость обеспечения устойчивого развития, т.е. гармонизации социального, экономического и экологического аспектов жизнедеятельности. Необходимым условием устойчивого развития является, в частности, контролируемый уровень энергетической зависимости государства.

Особенно остро вопрос энергетической зависимости от внешних поставок углеводородного топлива и (или) электроэнергии стоит перед государствами, обладающими недостаточными собственными энергетическими ресурсами. Примером такого государства может служить Беларусь, для которой в силу сложившихся исторических связей основным поставщиком энергетических ресурсов является Россия.

Собственными энергоресурсами Беларусь обеспечена на 15-18%. Ежегодно в стране добывается 1,82 млн. т нефти, что составляет примерно одну пятую потребления. Месторождений природного газа в Беларуси нет. Есть два месторождения бурых углей, пригодных для промышленной добычи – их запасов хватит на 15 лет. Использование торфа в энергетике планируется сократить, т.к. будучи низкокачественным топливом, он является ценнейшим сырьем химической отрасли. Газ и нефть – основ-

© Е.В. Федорова, Т.Г. Зорина, 2004

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ные виды топлива, используемые для выработки электрической и тепловой энергии – поставляются из России. Экспортируется также электроэнергия из России и Литвы.

Не претендуя на государственный уровень принятия решений, покажем на разработанном нами примере, что существует (и используется рядом стран при разработке национальных энергетических стратегий) программный инструмент, который позволяет, исходя из заложенных предпосылок, построить наиболее экономичным образом стратегию развития энергосистем независимых государств, учитывая их взаимное влияние.

Таким инструментом является компьютерная программа MESSAGE, распространяемая МАГАТЭ среди стран-участниц в качестве инструмента прогнозирования развития энергетических систем. В настоящей работе приведены результаты успешной попытки применения этой программы для моделирования энергообмена между Россией и Беларусью.

Программа MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts) [1] разработана Международным институтом прикладного системного анализа (IIASA) для планирования и прогнозирования развития энергетических систем. Это мощный и гибкий инструмент, позволяющий сравнить альтернативные энерготехнологии и построить наиболее целесообразный сценарий развития энергосистемы. Критерием целесообразности служит минимум приведенных системных затрат. Для нахождения оптимального решения используется метод линейного программирования. Оптимизация осуществляется на всем рассматриваемом интервале прогнозирования.

Заложенная в программу методика описывает движение энергетических потоков от уровня добычи энергетических ресурсов через технологии, преобразующие ресурсы в энергетическую продукцию, до потребителя. Степень подробности описания включенных в расчетную схему энерготехнологий может варьироваться и определяется пользователем.

Как следует из названия программы, MESSAGE позволяет сравнить альтернативные сценарии развития энергетической системы с точки зрения воздействия на окружающую среду. Степень воздействия определяется суммарным количеством выбросов парниковых газов (или других отходов производства) входящими в расчетную схему энергетическими предприятиями.

В расчетной схеме для энергетического комплекса отдельного региона (страны) экспорт и импорт энергетических ресурсов и электроэнергии моделируется жестко заданными внешними связями. Такой подход вполне оправдан, когда рассматривающий регион обладает собственными энергетическими ресурсами, а импорт и экспорт существенно ниже внутреннего потребления. Если это не так, модель должна отражать взаимосвязь энергетических систем региона-поставщика и региона-потребителя энергоресурсов.

MESSAGE позволяет смоделировать обмен энергоресурсами между регионами. Для этого создается объединенная расчетная схема, которая содержит схемы отдельных регионов и общую для рассматриваемых регионов область (Main Region), объединяющую внешние (импорт-экспорт) связи (рис. 1).

По уровню потребления энергетической продукции Республика Беларусь сопоставима с крупным российским экономическим регионом. Для сравнения в табл. 1 приведены балансы электроэнергии для России и Беларуси на базовый в нашем исследовании 2000 г. Россия полностью обеспечивает себя энергоресурсами и является крупнейшим поставщиком газа и одним из крупнейших поставщиков нефти на мировой рынок.

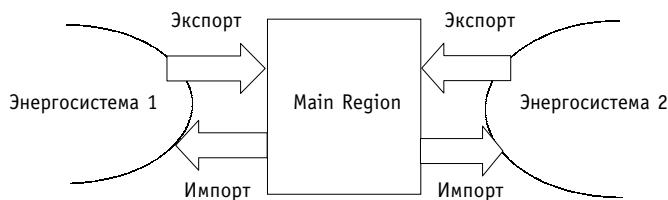


Рис. 1. Схема энергообмена между двумя энергосистемами

Таблица 1

Баланс электроэнергии для России и Беларуси на 2000 год (млрд. кВт·ч)

Позиции баланса	Производство	Потребление	Импорт	Экспорт
Россия	877.8	863.7	0	14.1
Беларусь	26.1	33.3	10	2.8

Если говорить о взаимном влиянии, очевидно, что при такой разнице в масштабах рассматриваемых энергосистем, в случае изменения условий энергообмена существенно большие изменения испытает энергосистема Беларуси. Поэтому в данной работе основное внимание уделено анализу белорусской энергосистемы.

Энергосистема России моделировалась на национальном уровне без учета специфических особенностей отдельных регионов и учета передачи энергоресурсов между регионами (газо- и нефтепроводов и линий электропередач). При формировании расчетной схемы использовалось очень обобщенное представление для предприятий по добыче энергоресурсов (угольных шахт, газовых и нефтяных месторождений) и конверсии (нефтеперерабатывающих предприятий, электростанций, ТЭЦ и котельных). Каждая из добывающих отраслей рассматривалась как один агрегированный источник органического топлива. Количество типов энергетических и перерабатывающих установок было уменьшено до приемлемого уровня.

Использованная в расчетах в качестве исходной структура производства электроэнергии российской энергосистемой в базовом 2000 г. показана на рис. 2.

В данном исследовании рассматривался умеренный (в среднем 2.5% в год) прогноз роста потребления электроэнергии в России (см. рис. 3).

Энергосистема Беларуси сформировалась как часть единой энергосистемы СССР и до 1991 г. была остродефицитной по мощности. В настоящее время из-за спада потребления электроэнергии белорусская энергосистема при установленной мощности ее электростанций в размере 7762 МВт является избыточной по мощности. Одна-

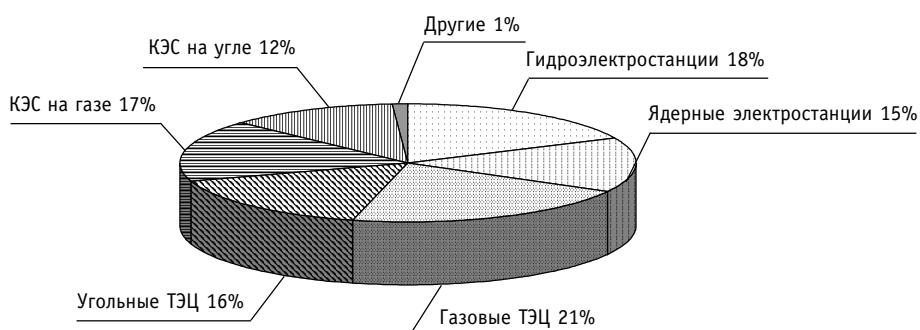


Рис. 2. Структура производства электроэнергии российской энергосистемой в базовом 2000 г.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

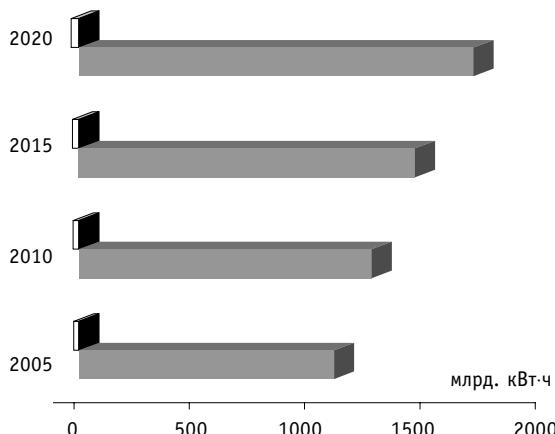


Рис.3. Прогноз потребления электроэнергии в России:
□ экспорт; ■ потребление

ции: 12 крупных, составляющих 95% всей установленной мощности, и 11 мелких ТЭЦ, каждая мощностью в несколько МВт, и являющихся, прежде всего, источниками теплоснабжения в тех городах, где они находятся. Помимо тепловых электростанций в энергосистеме имеется ряд небольших гидроэлектростанций общей мощностью 6,7 МВт. При моделировании энергосистемы Беларуси использовались индивидуальные технические характеристики составляющих энергосистему тепловых станций (см. рис. 4 [2]).

В качестве исходной информации для проведения расчетных исследований в данной работе использованы прогнозы потребности в электрической и тепловой энер-

ко наличие в энергосистеме большого парка физически и морально устаревшего оборудования делает нерентабельным максимальное использование собственных мощностей. Более выгодным оказывается импорт электроэнергии из соседних государств - России и Литвы. До конца 2003 г. цена импортируемой электроэнергии равнялась 1,38 цент/кВт·ч. - примерно на уровне топливной ставляющей себестоимости самой экономичной конденсационной электростанции, Лукомльской ГРЭС.

Белорусская энергосистема включает в себя 23 тепловые электростанции:

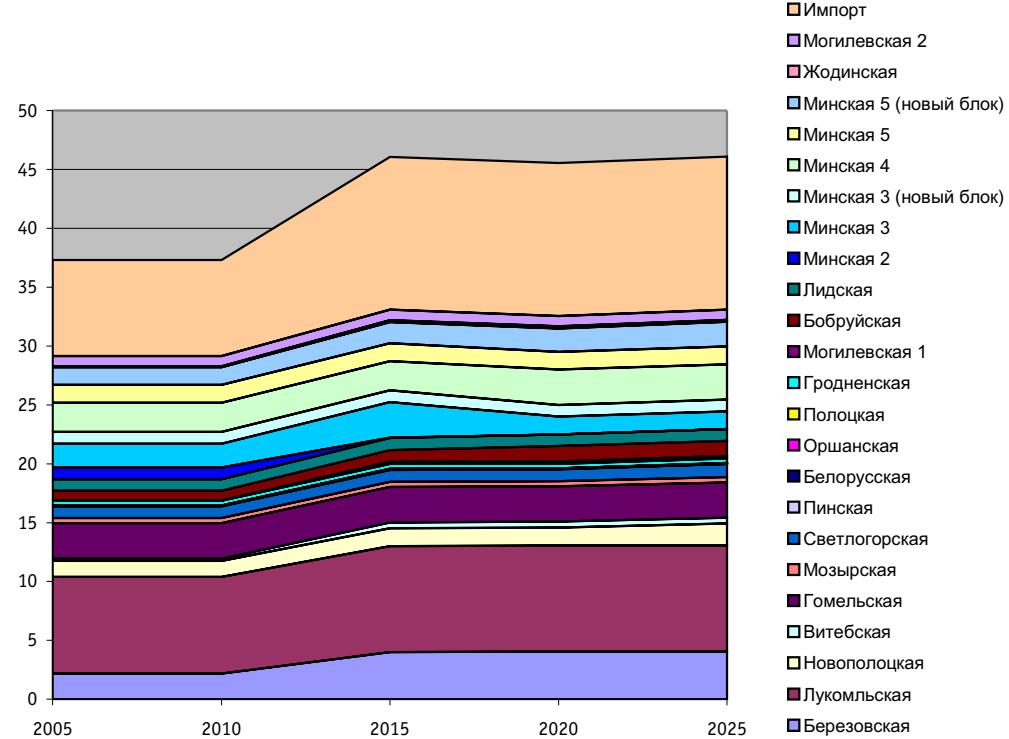


Рис. 4. Прогноз изменения структуры производства электроэнергии [2]

гии, приведенные в разработанном в 2003 г. топливно-энергетическом балансе страны на период до 2020 г. [3]. В соответствии с этим прогнозом потребление электроэнергии в республике вырастет до 41 млрд. кВт·ч к 2020 г. Импорт электроэнергии не превысит 4 млрд. кВт·ч (рис. 5).

В [3] также подчеркивается, что в перспективе до 2020 г. основным видом топлива для производства электроэнергии и тепла останется природный газ. Однако его доля должна быть снижена за счет увеличения потребления мазута, угля, дров и гидроэнергетических ресурсов. Заметим, что планируемое снижение импорта и одновременная замена части газа экологически менее приемлемыми видами топлива при скромном планируемом строительстве гидроэлектростанций (210 МВт к 2020 г.) приведет к ухудшению экологических показателей энергетики.

Газовый кризис, который переживала Беларусь с конца 2003 г. вплоть до подписания в начале июня 2004 г. новых соглашений между Газпромом и Белтрансгазом, показал, в частности, что при ограничении использования газа избыток мощностей не является резервом, обеспечивающим устойчивое функционирование белорусской энергосистемы.

Учитывая тот факт, что природные условия Беларуси не допускают достаточно масштабного использования возобновляемых источников энергии (энергия ветра, солнечная и гидроэнергетика), предполагалось, что планируемый рост энергопотребления будет обеспечиваться за счет строительства газовых и газо-мазутных ТЭЦ. В качестве альтернативы тепловым станциям на органическом топливе рассматривалось строительство ядерных энергоблоков.

Строительство ядерной энергетической установки оценивается в 1500-2500 \$ за киловатт установленной мощности. Белорусские специалисты считают, что использование одной из собственных строительных площадок [6] будет стоить примерно 1 млрд. \$. В данной работе рассмотрены оба предельных предположения относительно капитальных затрат на строительство ядерного энергоблока 1000 МВт установленной мощности: 2.5 млрд. \$ и 3.5 млрд. \$.

Для моделирования энергообмена между Россией и Беларусью с помощью программы MESSAGE была реализована расчетная схема, приведенная на рис. 6.

Как отмечалось выше, цель данной работы состоит в оценке изменения оптимальной структуры белорусской энергосистемы при возможных изменениях условий энергообмена. Под условиями энергообмена понимаются цены на энергоресурсы. Другими словами, результаты расчетов должны показать, как изменится оптимальное соотношение импортируемых энергоресурсов.

Часть нефти, поступающей из России, после нефтепереработки возвращается в виде моторного топлива. Построенные в Беларуси для нужд Советского Союза мощности по переработке нефти используются на 30-40%. Стоимость нефтепереработки на белорусских заводах почти в два раза ниже, чем на российских. В настоящем ис-

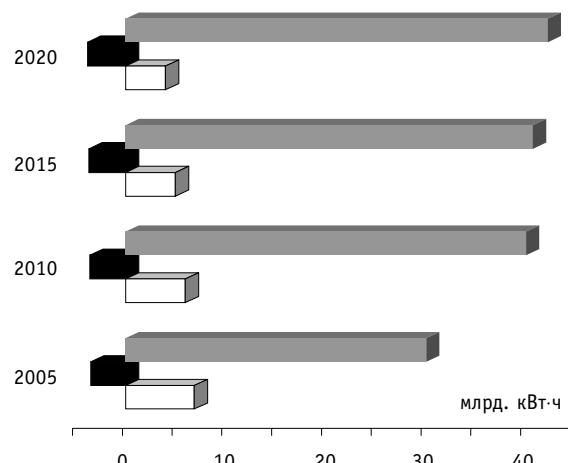


Рис. 5. Прогноз изменения баланса электроэнергии белорусской энергосистемы: ■ производство; ■ экспорт; □ импорт

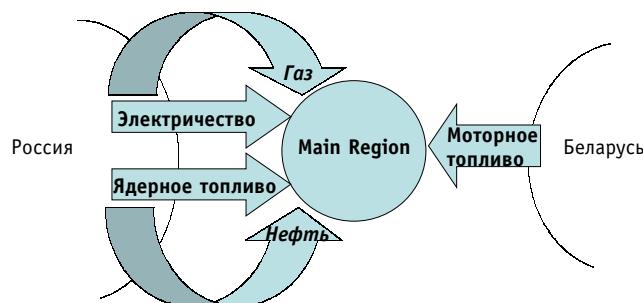


Рис. 6. Расчетная схема для моделирования энергообмена между Россией и Беларусью с помощью программы MESSAGE

следовании задан минимальный объем экспорта моторного топлива из Беларуси в Россию 250 тыс. т. Остальные показанные на схеме энергопотоки определяются в процессе поиска оптимального решения.

Данные по прогнозируемому росту цен на импорт нефти, газа и электроэнергии за рассматриваемый период прогнозирования приведены в табл. 2.

Таблица 2

Прогноз роста цен на импорт нефти, газа и электроэнергии

Год	Вид импорта		
	Газ, \$/тыс.м ³	Нефть, \$/баррель	Электричество, цент/кВт·ч
2000	30	20	1.38
2005	46.68 [8]	22	2.48 [9]
2015	50	26	2.5

Для анализа результатов расчетов удобнее представить структуру тепловых станций по видам потребляемого топлива. Исходная структура производства электроэнергии энергосистемой Беларуси по видам используемого тепловыми установками топлива приведена на рис. 7.

Чтобы продемонстрировать возможность моделирования межрегиональных энергетических связей с помощью программы MESSAGE, были проведены расчеты для трех вариантов стратегии развития белорусской энергосистемы. Предположение относительно необходимого уровня производства электроэнергии одинаково для всех ва-

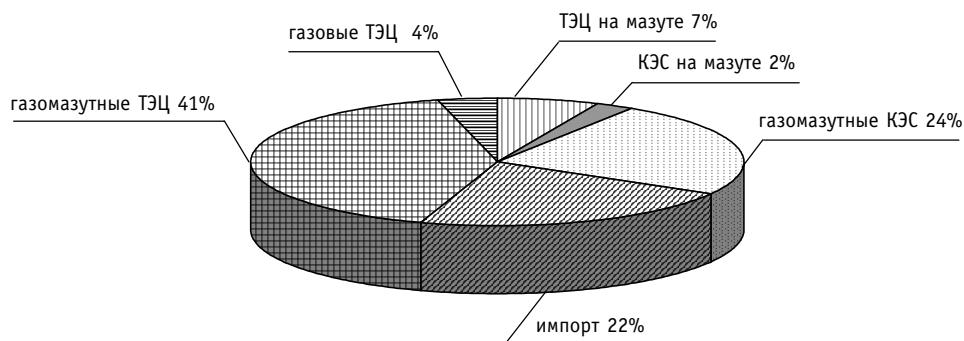


Рис. 7. Структура производства электроэнергии белорусской энергосистемой в базовом 2000 г. по видам топлива

риантов и соответствует официальному прогнозу роста потребления электроэнергии (см. рис. 5).

Вариант А предполагает развитие белорусской энергосистемы в соответствии с основными положениями, принятыми в разработанном в 2003 г. топливно-энергетическом балансе страны на период до 2020 г. [3]. В расчетах использованы предположения относительно снижения импорта электроэнергии и типов электростанций, которые планируется построить для компенсации мощностей выводимых из эксплуатации установок и покрытия роста потребления электроэнергии. Таким образом, структура производства электроэнергии складывалась из ограниченного импорта электроэнергии, существующих мощностей, пределы изменения которых ограничены сверху и снизу в соответствии с официальными данными, и новых мощностей двух типов: газовых и газомазутных ТЭЦ. Соотношение потребления топлива на газомазутных станциях жестко задано.

Оптимальная структура белорусской энергосистемы для варианта А, полученная в результате расчетов по программе MESSAGE, представлена на рис. 8. Как и в исходной структуре, к концу интервала прогнозирования наибольшее количество электроэнергии производится газомазутными ТЭЦ. Остальной прирост мощностей при плановом снижении импорта приходится на газовые ТЭЦ.

В вариантах Б и В стратегической альтернативой тепловым станциям являются АЭС.

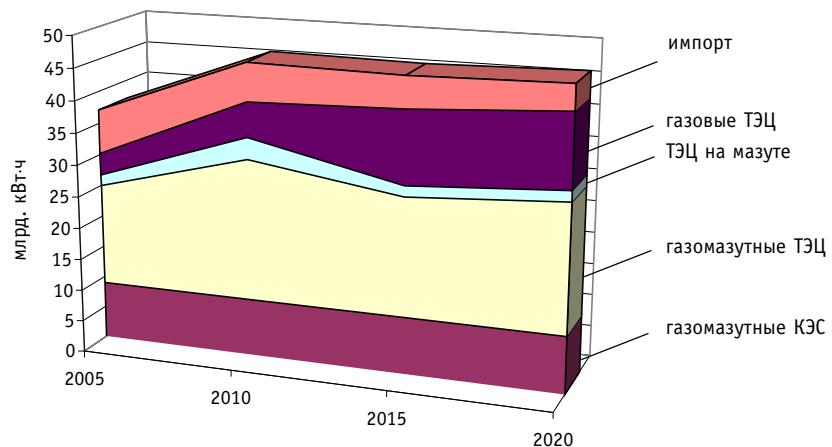


Рис. 8. Структура производства электроэнергии для варианта А

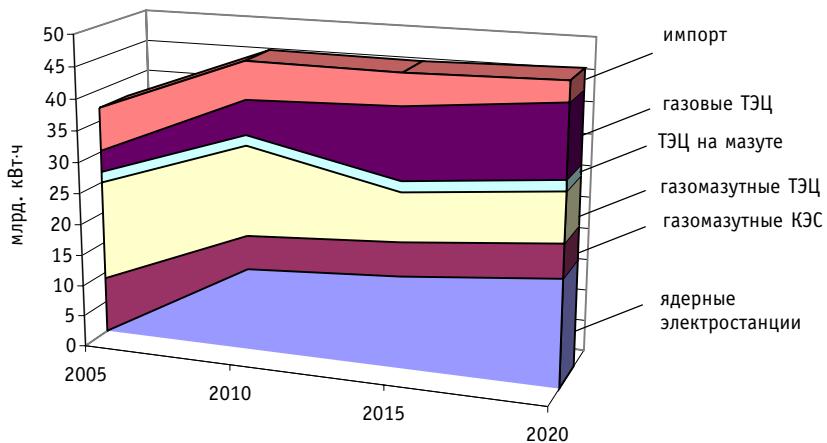


Рис. 9. Структура производства электроэнергии для варианта Б

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Хотя при составлении перспективного плана развития ТЭК Беларуси атомная энергетика не рассматривалась [3], возможность строительства АЭС в обозримом будущем (3-5 лет) продолжает обсуждаться [9]. В расчетах предполагалось, что строительство ядерных энергоблоков может (если это экономически целесообразно) начаться с 2010 г.

Различие вариантов Б и В заключается в разных предположениях относительно затрат на строительство ядерного энергоблока: 3.5 млрд. \$ для варианта Б и 2.5 млрд. \$ для варианта В. Масштабы ввода АЭС, так же, как и новых тепловых электростанций, определяются программой.

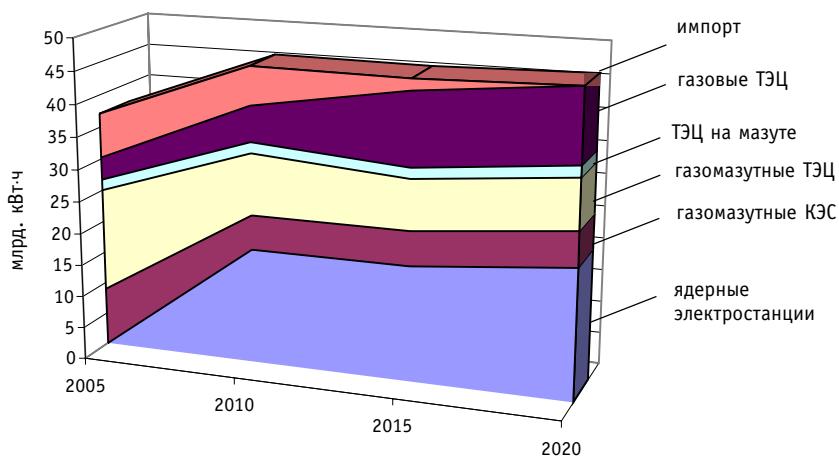


Рис. 10. Структура производства электроэнергии для варианта В

Диаграммы, приведенные на рис. 9 и 10, иллюстрируют полученные результаты расчетов для вариантов Б и В. Следует отметить, что возможности программы MESSAGE позволяют проследить поблочный ввод вновь построенных энергетических станций, но в нашей демонстрационной схеме эта возможность не реализована.

Из сравнения диаграмм на рис. 9 и 10 видно, что в принятых в расчетах предположениях ядерные энергоблоки оказываются экономически конкурентоспособными с новыми тепловыми станциями.

В структуре рассматриваемой энергетической системы АЭС замещают импорт электроэнергии и газомазутные ТЭЦ. Степень замещения зависит от размеров затрат на строительство ядерных энергоблоков.

В случае, если цена ядерного энергоблока составляет 2.5 млрд. \$, атомная энергетика полностью замещает импорт электроэнергии к концу рассматриваемого интервала прогнозирования.

Очевидно, что изменение структуры энергосистемы означает перераспределение потоков потребляемых энергоресурсов.

Результаты расчетов, приведенные в виде диаграмм на

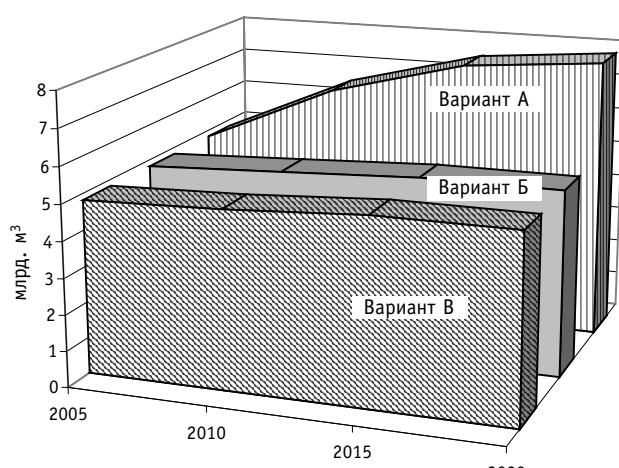


Рис. 11. Потребление газа для вариантов А, Б, В

рис. 11-13, показывают, какими именно изменениями в потреблении газа, нефти и импорта электроэнергии сопровождается ввод в энергосистему альтернативного источника электроэнергии – АЭС.

Как отмечалось выше, строительство ядерных энергоблоков позволяет отказаться от импорта электроэнергии к концу рассматриваемого периода прогнозирования (рис. 13). Экономически целесообразным оказывается также замещение импортируемого углеводородного топлива ядерной энергией (рис. 11, 12).

Полученные результаты расчетов по программе MESSAGE носят иллюстративный характер, однако они позволяют утверждать, что данный программный продукт может применяться для моделирования межрегионального энергообмена. Расширение расчетной схемы, уточнение исходных данных и более полное использование возможностей программы позволят получить результаты, которые могли бы быть одним из источников информации для лиц, принимающих решение.

Литература

1. MESSAGE User's Manual (Draft), IAEA, September 2002.
2. Зорина Т.Г. Прогнозирование развития белорусской энергетической системы. /Материалы международной научно-практической конференции «Теоретические и прикладные проблемы маркетинга», Иркутск, 2004.
3. Белый С.Б. Доклад на пленарном заседании VIII Белорусского энергетического и экологического конгресса 7.10.2003 г.
4. Общенациональное телевидение. http://www.ont.by/index.php?id_kontur=109.
5. «Белорусский рынок», №12(596), 29 марта - 5 апреля 2004, <http://www.br.minsk.by/index.php?article=21449>.
6. <http://www.br.minsk.by/index.php?article=8707>.
7. <http://www.rambler.ru/db/news/msg.html?mid=4686262&s=260000386>.
8. Belarus Today, 01.03.2004. <http://www.belorustoday.info/?pid=2408>.
9. СОЮЗ-ИНФО, информационное агентство союзного государства Беларуси и России, <http://www.sinfo.ru/ru/main/focus/news/detail.shtml?id=2626>.

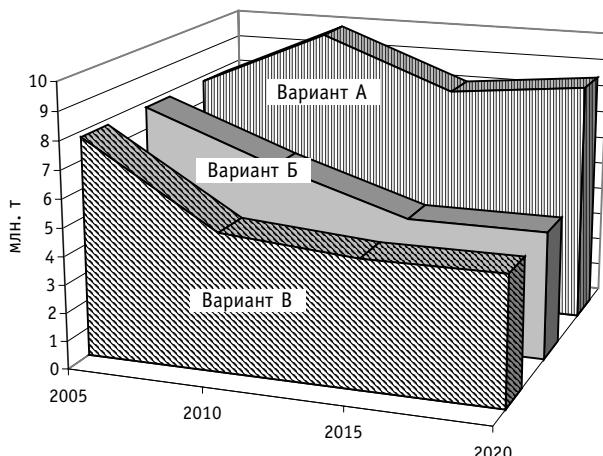


Рис. 12. Потребление нефти для вариантов А, Б, В

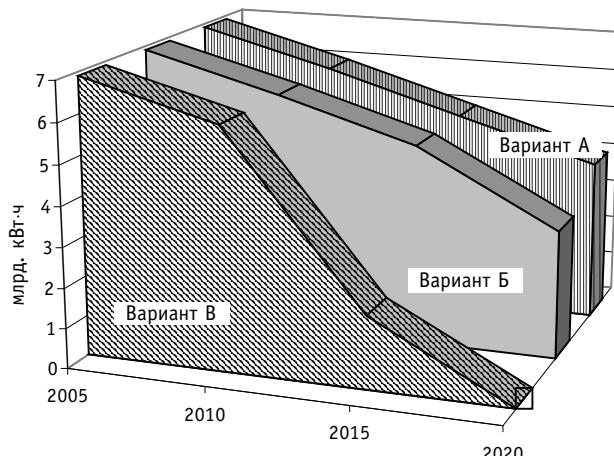


Рис. 13. Импорт электроэнергии для вариантов А, Б, В

Поступила в редакцию 29.07.2004

РАСШИРЕНИЕ ФУНКЦИЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРА БЛОЧНОГО ЩИТА УПРАВЛЕНИЯ ЗА СЧЕТ ВНЕДРЕНИЯ СИСТЕМ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

С.А. Андрушечко

ЗАО «Атомтехэкспорт», г. Москва



Работа посвящена описанию разработки и реализация системы представления параметров безопасности (SPDS) для 1-2 блоков Кольской АЭС с реакторами ВВЭР-440. Система SPDS основана на современном представлении о состоянии безопасности блока на основе так называемых критических функций безопасности (КФБ). В статье описаны принятые для этих блоков КФБ степени серьезности их нарушения и принципы контроля КФБ для сохранения барьеров безопасности, предотвращающих проникновение радиоактивности в окружающую среду. Описаны реализованные алгоритмы КФБ и человеко-машинного интерфейса, а также структура и технические средства SPDS.

Пристальное внимание общества и специалистов к безопасности ядерных технологий на протяжении последних 20 лет привели к практически революционному повышению одновременно безопасности и качества этих технологий.

Этот процесс происходит также и на энергоблоках с реакторами ВВЭР-440. Эти блоки (проект В-230) относятся к блокам первого поколения, которые проектировались в середине 60-х годов на основе требований действовавших в то время нормативно-технических документов. За время их эксплуатации значительно повысились требования правил и норм по безопасности. Соответственно изменившейся нормативной базе по безопасности изменился и уровень проектных и конструкторских требований к системам блока.

Одним из мероприятий, проведенных для повышения безопасности блоков с ВВЭР-440 (в соответствии с «Концепцией повышения безопасности 1 и 2 блоков Кольской АЭС»), была замена устаревшей информационно-вычислительной системы ИВ-500МА на комплекс ИВС-В440.01, основанный на микропроцессорных субкомплексах контроля и управления (МСКУ).

Основанный на новой элементной базе, технологический комплекс МСКУ является двухканальной системой, он позволяет принимать и архивировать не только аналоговые сигналы, но и дискретные. Для вывода информации на БЩУ используют буквенно-цифровые индикаторы (БЦИ) и персональные компьютеры с представлением оператору информации о параметрах процессов с указанием верх-

© С.А. Андрушечко, 2004

ней и нижней уставок предельных значений параметра. Поэтому в результате замены ИВ-500МА на ИВС-В440.01 были увеличены надежность и безопасность, а также и экономичность работы энергоблока.

Однако для современного уровня информационной поддержки оператора энергоблока простой замены информационной системы уже недостаточно. По нормативным документам (в частности, ОПБ-88/97 [1]) требуется, чтобы проектом были предусмотрены системы информационной поддержки оператора, в том числе система оперативного представления обобщенной, систематизированной информации, характеризующая текущее состояние безопасности реакторной установки и АЭС в целом.

Именно поэтому возникла проблема отыскания такого способа обобщения и представления информации, которая позволила бы оператору быстро оценить обстановку на энергоблоке, с точки зрения безопасности, по минимальному числу обобщенных и систематизированных параметров.

Отметим, что и до внедрения специальных информационных систем безопасности для ведения текущего контроля работы энергоблока использовалось большое количество информации в виде аналоговых и дискретных сигналов. Но необходимые для контроля сигналы, во-первых, располагаются в разных местах блочного щита управления (БЩУ), что затрудняет контроль протекания процессов, особенно в переходных режимах работы, а во-вторых, эта информация представляется в необработанном, т.е. необобщенном виде. Эти факторы затрудняют работу оператора БЩУ по быстрому и правильному реагированию на внештатную ситуацию, определению причины ее возникновения, контролю ее протекания, правильности срабатывания защит и блокировок, т.е. в условиях переходных процессов имеется потребность производить контроль текущего состояния безопасности всего процесса в целом.

Современные компьютеры и программы дают возможность не только регистрировать и отображать исходную информацию, но и обобщать ее по определенным алгоритмам, обрабатывая ее в режиме реального времени и представляя оценку текущего состояния на экране дисплея, расположенного на БЩУ, причем в концентрированном и визуально удобном виде. Подобные системы на АЭС могут быть использованы для режимов нормальной эксплуатации, но их ценность многократно возрастает для режимов с нарушением нормальной эксплуатации, поскольку такая система позволяет более оперативно обнаруживать аномалии в состоянии энергоблока.

Впервые требования к подобным системам были разработаны Комиссией по ядерному регулированию США (NRC) для АЭС США, а затем на их основе был разработан международный стандарт IEC-960 «Функциональные конструкторские критерии для системы представления параметров безопасности для АЭС (SPDS)».

С учетом изложенного, было принято решение о разработке и внедрении на 1, 2 блоках Кольской АЭС аналогичных систем представления параметров безопасности (в международном обращении принята аббревиатура SPDS).

Особо отметим, что разработанная система была впервые создана для АЭС с ВВЭР-440 России, однако из-за таможенных задержек ее внедрение осуществлено чуть позднее, чем внедрение подобной системы на Нововоронежской АЭС.

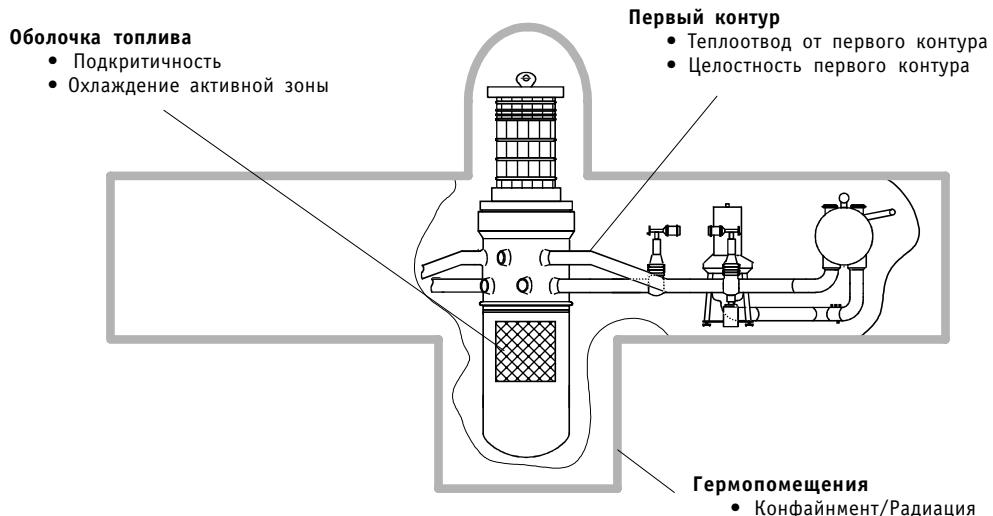


Рис. 1. Системы, предотвращающие выход радиоактивных веществ в окружающую среду

ЦЕЛЬ СОЗДАНИЯ И ПРИНЦИПЫ ПОСТРОЕНИЯ SPDS БЛОКОВ КОЛЬСКОЙ АЭС

Целью создания подсистемы МСКУ для представления особым образом скомпонованных технологических параметров является оказание дополнительного, справочного представления информации персоналу БЩУ о текущем состоянии уровня безопасности 1 и 2 энергоблоков Кольской АЭС. Для осуществления этой цели система SPDS непрерывно получает из штатных систем сбора и обработки данных основные параметры технологического процесса, вычисляет и определяет по этой информации состояние некоторых обобщенных функций, характеризующих состояние безопасности. В дополнение к информации для БЩУ, эта система может быть использована для снабжения данной информацией также кризисных центров, расположенных как на площадке АЭС (вне основных БЩУ), так и вне площадки АЭС.

Идеология систем SPDS основана на контроле так называемых критических функций безопасности. **Критическая функция безопасности (КФБ)** – это определенным образом сгруппированный набор параметров, определяющий безопасность эксплуатации блока с точки зрения сохранения целостности физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду. КФБ выбираются таким образом, чтобы оператор мог постоянно и корректно определять состояния блока даже при неблагоприятных условиях.

Принцип контроля КФБ заключается в том, что безопасная эксплуатация блока может быть обеспечена не контролем большого объема информации блока на БЩУ, а при поддержании лишь ограниченного числа КФБ. Информация по КФБ организована так, чтобы оператор не пропустил важной информации, и в то же время не был перегружен второстепенной, из которой ему в условиях недостатка времени необходимо выбирать наиболее существенную для идентификации условий протекания процесса.

Как известно, конечной целью безопасности является предотвращение утечки радиоактивных продуктов в окружающую среду за счет реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении физических барьеров и системы технических и организационных мер по их защите и сохранению

эффективности. Для предотвращения утечки радиоактивных продуктов в окружающую среду в случае возникновения аварийной ситуации, как минимум, один из физических барьеров должен оставаться неповрежденным.

При разработке SPDS Кольской АЭС были рассмотрены три реальных физически закрытых системы, вложенных одна в другую и предотвращающих выход радиоактивных веществ в окружающую среду. Границы этих физически закрытых систем являются физическими барьерами на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду, их схема изображена на рис. 1. Эти три барьера: оболочка топлива (внутренний), первый контур (промежуточный), герметичные помещения блока (внешний).

Основные действия, выполняемые для обеспечения безопасности работы блока, основаны именно на контроле и обеспечении сохранности физических барьеров. В SPDS 1, 2 блоков Кольской АЭС в качестве контролируемых выбраны пять КФБ, выстроенных в приоритетном порядке (см. рис. 2):

- «Подкритичность» и «Охлаждение активной зоны», направленные на обеспечение целостности оболочки топлива;
- «Теплоотвод от первого контура» и «Целостность первого контура», направленные на обеспечение целостности первого контура;

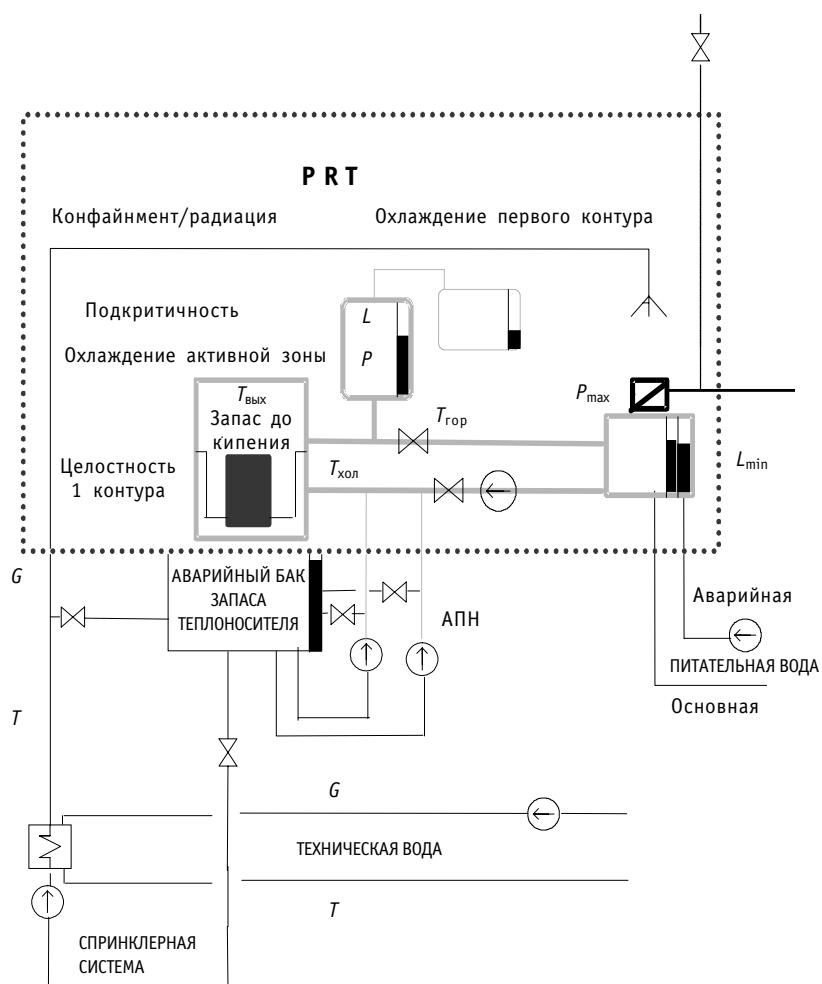


Рис. 2. Физические барьеры: ■ оболочка топлива; □ первый контур; ◻ контаймент

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- «Конфайнмент/Радиация», направленная на обеспечение целостности герметичных помещений.

Критические функции безопасности определены таким образом, что если они сохранены или восстановлены, то это означает, что удалось избежать плавления активной зоны. В то же время КФБ не будут выдавать никаких сигналов тревоги, если теплогидравлическое состояние процесса не имеет существенного отклонения от нормального состояния даже при больших переходных режимах, таких как отключение турбины или плановый останов реактора.

SPDS имеет определенную стратегию управления процессом для приведения блока в безопасное состояние при нарушениях КФБ. Для того, чтобы разработать эту стратегию управления, для КФБ определены взаимосвязанные приоритеты: «Подkritичность» – это наивысший приоритет, затем следуют «Охлаждение активной зоны», «Теплоотвод от первого контура», «Целостность первого контура» и «Конфайнмент/Радиация».

Действия по контролю за КФБ направлены на достижение конкретных целей:

- КФБ «Подkritичность» должна контролироваться для того, чтобы минимизировать выработку теплоты в переходном процессе, связанном с безопасностью;
- целью контроля КФБ «Охлаждение активной зоны» является обеспечение отвода тепла от активной зоны реактора;
- КФБ «Теплоотвод от первого контура» контролирует передачу теплоты от первого контура к пункту конечного теплоотвода (конечного поглотителя тепла);
- КФБ «Целостность первого контура» должна контролироваться для предупреждения возникновения недопустимого давления первого контура. КФБ «Конфайнмент/Радиация» предназначена для контроля плотности герметичных помещений и уровня радиации в них.

Кроме этого для каждой КФБ введено 3 степени серьезности, необходимые для того, чтобы быстро получить справку одновременно о серьезности состояния процесса и направлении изменения состояния процесса:

- 1 = **СЕРЬЕЗНО**, системы нормальной эксплуатации не способны поддерживать КФБ в их безопасном состоянии;
- 2 = **ОПАСНО**, системы безопасности не способны полностью восстановить КФБ;
- 3 = **УГРОЖАЮЩЕ**, может возникнуть разрушение активной зоны или радиоактивный выброс.

Вне шкалы серьезности находится безопасное состояние (**0 = БЕЗОПАСНО**, не требуются никакие действия для обеспечения безопасности)

Степени серьезности указывают на самую важную проблему, существующую на определенный момент развития аварии, и позволяют определить последовательность предпринимаемых восстановительных действий.

Представление SPDS было создано для того, чтобы на основе взаимной приоритетности КФБ и степеней их серьезности разработать так называемую *адекватную стратегию управления*.

Естественно, что невозможно разработать алгоритмы КФБ и аварийные инструкции для всего спектра аварий, но, тем не менее, действия оператора по ликвидации аварии должны быть достаточно адекватны сложившейся ситуации.

Реализация *адекватной стратегии управления* заключается в следующем:

- сначала попробовать восстанавливать КФБ, имеющую самую высокую степень серьезности;
- если несколько КФБ имеют одинаковую степень серьезности, сначала попробовать восстановить ту, которая занимает самое высокое место в приоритете;
- если деградированная КФБ поддерживается системой безопасности, как пре-

дусмотрено проектом, или она не может поддерживаться лучше, то попробовать поддерживать следующую КФБ, согласно правилам А и В;

- при работе, согласно правилам А, В, и С, не оставлять ни одну деградированную КФБ без поддержки, если что-либо можно сделать.

Разработанные алгоритмы КФБ вместе с аварийными инструкциями должны обеспечить поддержку оперативного персонала при приведении блока к состоянию холодного останова без какого-либо большого повреждения активной зоны реактора, даже если инцидент остается неизвестным.

АЛГОРИТМЫ КФБ И ЧЕЛОВЕКО-МАШИННОГО ИНТЕРФЕЙСА

Рассмотрим алгоритмы обработки параметров для оценки КФБ на примере КФБ «Охлаждение активной зоны».

Для данной КФБ контролируются количество теплоносителя первого контура; достаточность подачи теплоносителя; состояния теплоносителя и охват активной зоны.

Здесь используются следующие физические параметры: уровень в компенсаторе объема (КО), расход аварийного впрыска, запас до кипения и температура на выходе из активной зоны.

Уровень в КО не должен быть слишком низким. Запас до кипения, основанный на температуре на выходе из активной зоны при данном давлении, не должен быть слишком низок, а также расход аварийного впрыска не должен быть слишком низок, если запас до кипения снизился. Увеличенная температура на выходе из активной зоны указывает на уменьшенный теплоотвод от активной зоны и, в экстремальном значении, на то, что зона приближается к точке плавления.

Признак снижения контролирует, не обходит ли течь теплоносителя конфайнмент. Это означает, что в случае аварии с потерей теплоносителя объединенная система (первый контур с конфайнментом) является открытой.

Сигнализация 1-й степени серьезности «выпадает», если выполняется любое из следующих условий:

- 1) значение запаса до кипения ниже установленного значения a (т.е. $\Delta T < a$) после некоторой временной задержки T_1 ;
- 2) давление первого контура слишком низкое по сравнению с давлением в парогенераторе (ПГ);
- 3) уровень в КО ниже определенного значения b ($L_{\text{ко}} < b$);
- 4) один канал аварийного впрыска АПН работает с расходом ниже e (т.е. $G_{\text{АПН}} < e$), когда запас до кипения ниже a ($\Delta T < a$);
- 5) уровень в баке аварийного запаса теплоносителя ниже k ($L < k$).

Сигнализация 2-й степени серьезности «выпадает», если выполняется любое из следующих условий:

- 1) температура на выходе из активной зоны выше значения c ($T_{\text{вых}} > c$);
- 2) значение запаса до кипения ниже установленного значения d (т.е. $\Delta T < d$) после временной задержки T_2 ;
- 3) характеристики аварийного впрыска неадекватны: оба канала АПН работают с расходом ниже значения e ($G_{\text{АПН}} < e$), когда запас до кипения ниже a после временной задержки T_3 ;
- 4) уровень в баке аварийного запаса теплоносителя ниже l ($L < l$).

Сигнализация 3-й степени серьезности «выпадает», если выполняется любое из следующих условий:

- 1) температура на выходе из активной зоны выше g ($T_{\text{вых}} > g$);
- 2) аварийный впрыск отсутствует, т.е. оба канала АПН работают с расходом

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

ниже h ($G_{\text{АН}} < h$), когда запас до кипения ниже a после временной задержки T_4 ;
3) уровень в баке аварийного запаса теплоносителя ниже m ($L < m$).

ПОСТРОЕНИЕ ИНТЕРФЕЙСА ЧЕЛОВЕК-МАШИНА

В разработанной системе существуют три основных категории форматов вывода данных на монитор системы:

форматы SPDS: формат ФБ, где информация о функциях организована в форме матрицы; формат систем безопасности; формат первого контура; формат холодного охрупчивания и формат запаса до кипения в координатах x - y ;

стандартные форматы, создаваемые программным обеспечением (PMS): форматы хронологии события со списком сработавшей сигнализации; форматы групп хронологических кривых; форматы «Обзор после останова»; форматы точек измерения и т.д.;

дополнительные форматы, связанные с системой SPDS: обзорный формат (аварийные ситуации); обзорный формат (система первого контура); обзорный формат (система второго контура); система питательной воды; система главных паропроводов.

Состояние степеней тревоги обеспечено цветовым кодированием, символов, например:

- нейтральный светлый цвет – для нормального состояния;
- желтый цвет – для предупреждений (отклонения от нормального состояния);
- красный цвет – для аварийной сигнализации;
- сиреневый цвет – для сигнализации ФБ.

Для каждой ФБ формируется группа информации на формате ФБ. Сами ФБ с симптомами выдаются в форме матриц, которые представлены на рис. 3, причем ФБ представлены в порядке их взаимной приоритетности. Состояние алгоритмов

КОЛЬСКАЯ АЭС БЛОК 1		ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ	13.06.1996 14:13:43
ПОДКРИТИЧНОСТЬ N=3 & T>320 С XXX <input type="checkbox"/> N РЕАКТОРА РАБ ДИАП > 3% XXX <input type="checkbox"/> N РЕАКТОРА РАБОЧИЙ ДИАПАЗОН XXX <input type="checkbox"/> N РЕАКТОРА ПУСКОВЫЙ ДИАПАЗОН XXX <input type="checkbox"/> СТЕРЖНИ СУЗ НЕ ВВЕДЕНЫ XX <input type="checkbox"/> КОНТРОЛЬ ПОДКРИТИЧНОСТИ ВКЛ	ОХЛАЖДЕНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ T ВЫХ. ИЗ АКТ. ЗОНЫ ВЫСОКА XXX <input type="checkbox"/> ЗАПАС ДО КИПЕНЬЯ НИЗОК XXX <input type="checkbox"/> Н В КО НИЗОК XXX <input type="checkbox"/> G АНН НИЗОК XXX <input type="checkbox"/> P1 - P2 НИЗКО XXX <input type="checkbox"/> Н В Б-8 НИЗОК XXXXX <input type="checkbox"/> G АНН XXX XXX	ТЕПЛООТВОД ОТ 1 КОНТУРА Н В ПГ НИЗОК XXXX <input type="checkbox"/> Р В ПГ ВЫСОКОЕ XXXX <input type="checkbox"/> T1 < T2 <input type="checkbox"/> T ВЫХ ТОС ВЫСОКА <input type="checkbox"/>	
ЦЕЛОСТНОСТЬ 1 КОНТУРА ХОЛОДНОЕ ОХРУПЧИВАНИЕ XXX <input type="checkbox"/> Р В 1 КОНТУРЕ XXX <input type="checkbox"/> T КО - Т ГОР.НИТКИ XXX	КОНФАЙНМЕНТ / РАДИАЦИЯ Р В БОКСЕ ВЫСОКО XXXXX <input type="checkbox"/> РАЗРЕЖЕНИЕВ БОКСЕ XXXX <input type="checkbox"/> РАДИАЦИЯ В БОКСЕ ВЫСОКА X.XE+Z <input type="checkbox"/> ВЫБРОС В ВЕНТПРУБУ ВЫСОК X.XE+Z <input type="checkbox"/> ВЕНТИЛЯЦИОННЫЕ КЛАПАНЫ OTKP <input type="checkbox"/> ТЕМПЕРАТУРА В Б-8 ВЫСОКА XXXX <input type="checkbox"/> T В ВЕРХНей ЧАСТИ БОКСА XXX XXX XXX XXX T В НИЖНей ЧАСТИ БОКСА XXX XXX XXX XXX G НА СПРИНК. ФОРСУНКИ XXX XXX XXX		
Дизельгенераторы AA BB CC			

Рис. 3. Основной формат ФБ

ФБ показывается в зависимости от их степени серьезности с помощью штрихографических символов. Состояние сработавшей сигнализации обозначается кодированным цветом. На формате также представлены значения измеряемых физических величин и расчетных переменных. Направление изменения параметра обозначено знаками «+» и «-» (увеличение/уменьшение соответственно).

Некоторая дополнительная информация отражается на формате ФБ, чтобы показать работу аварийных систем. Это уменьшает потребность оператора искать информацию на других экранах. Например, на формате первого контура представлены основные параметры процесса: нейтронный поток, средняя температура петель, уровень в КО, запас до кипения, давление первого контура, среднее давление работающих парогенераторов, осуществляющих теплоотвод, давление и температура в конфайнменте и др. В нижней части формата представлены специфические данные для каждой петли, чтобы показать, касается ли проблема одной конкретной петли или всех петель сразу.

Основные переменные процесса могут использоваться оперативным персоналом, чтобы оценить возможное событие. Существуют, как отмечалось, также форматы «холодного охрупчивания» и «запаса до кипения».

В среде программного обеспечения (PMS) имеется также набор других стандартных форматов: хронологии выпадения сигнализации и журнал событий; хронологических групп кривых и соответствующие численные отчеты; базы данных, содержащие переменные в различных состояниях.

Специально для обслуживания системы имеется несколько дополнительных видов форматов.

В отличие от традиционного набора форматов, являющихся атрибутами существующих систем SPDS, специально для Кольской АЭС разработан ряд дополнительных справочных форматов. Три формата являются так называемыми «Обзорными форматами»:

- аварийные ситуации;
- система первого контура;
- система второго контура.

Этот тип форматов дает оператору/пользователю возможность получить более всестороннее представление о процессе, что является очень важным при нарушениях нормальной эксплуатации.

Статус ФБ на дополнительных форматах всегда виден в виде так называемой «мини-матрицы ФБ» в нижнем правом углу при активировании любой функции экрана монитора в любой момент. Эта мини-матрица ФБ состоит из маленьких прямоугольников 3×3, каждый из которых представляет сигнальную информацию ФБ в том же самом порядке, как и на формате ФБ.

СТРУКТУРА И ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА SPDS «ПОДСИСТЕМА МСКУ ДЛЯ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ БЕЗОПАСНОСТИ 1, 2 БЛОКОВ КОЛЬСКОЙ АЭС»

Разработанная в рамках SPDS «Подсистема МСКУ» является одним из абонентов сети МСКУ информационно-вычислительной системы технологического контроля ИВС-В440.01 для энергоблока с реактором ВВЭР-440, которая вводится как дополнительная к существующим по проекту информационным системам БЩУ (рис. 4), и служит для представления персоналу дополнительной справочной информации. «Подсистема МСКУ...» предназначена для работы в составе оборудования ИВС-В440.01 на действующем энергоблоке с реактором ВВЭР-440 (В-230) – блоки 1, 2 Кольской АЭС, выполняя

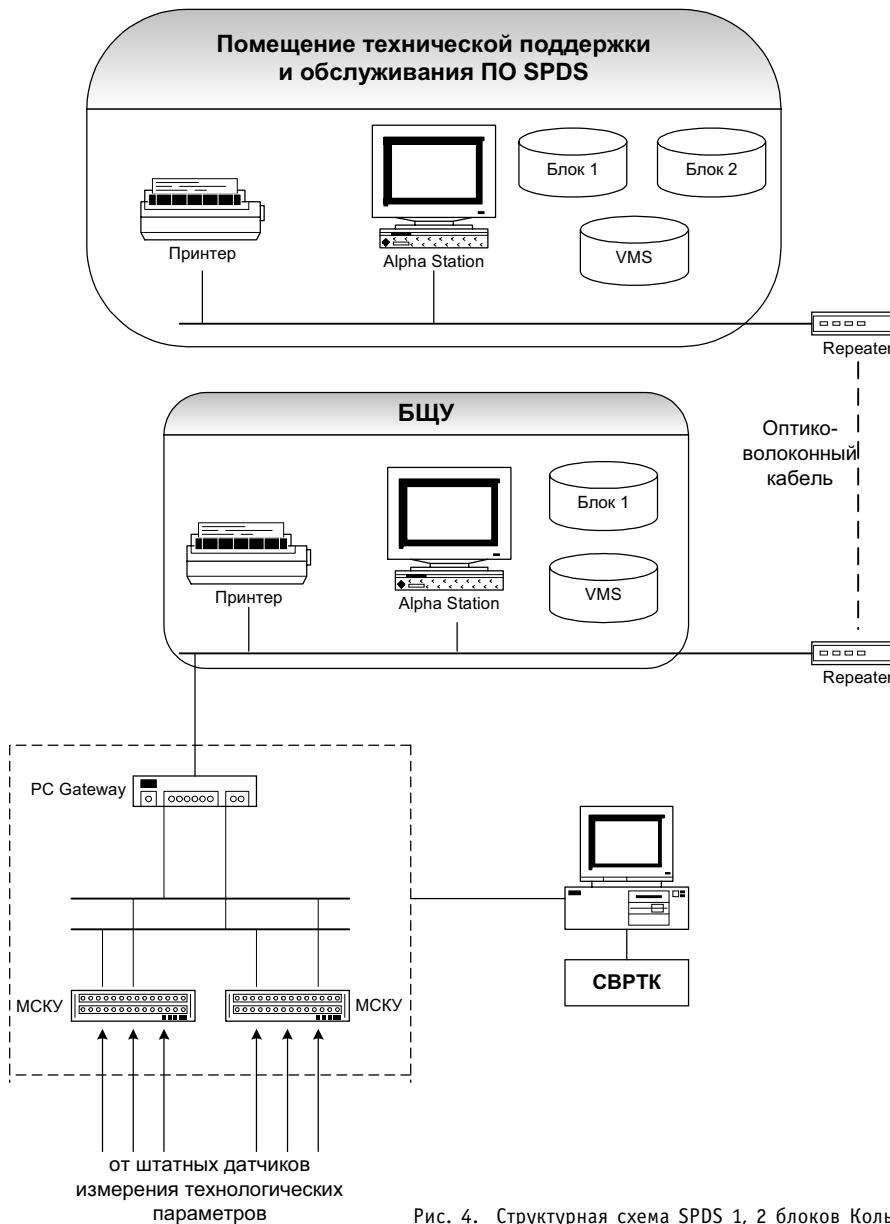


Рис. 4. Структурная схема SPDS 1, 2 блоков Кольской АЭС

- оперативное получение из МСКУ и СВРТК пакетов аналоговых и дискретных сигналов, их обработку и представление в проектном объеме оперативной информации о состоянии систем энергоблока;
- проведение в рабочих станциях DEC Alpha Station необходимых расчетов алгоритмов функций безопасности;
- отображение на мониторах рабочих станций DEC Alpha Station по вызову фрагментов представления информации, графиков, архивных параметров, инструментов для корректировки баз данных в проектном объеме;
- регистрацию технологических параметров и сигнализаций о нарушениях функций безопасности;
- архивирование всех входящих аналоговых и дискретных сигналов, а также

архивирование в файл сигналов по выбору, необходимых для анализа причин и протекания аварий;

«Подсистема МСКУ...» является «человеко-машинной» системой и поэтому оперативно-технологический персонал также необходим для выполнения целевых функций, как и программно-технические средства. В состав этого персонала входят: начальник смены очереди (НСО); начальник смены реакторного цеха (НС РЦ); ведущий инженер по управлению реактором (ВИУР); ведущий инженер по управлению турбиной (ВИУТ).

Для удобства оперативного персонала в данном проекте применены современные средства отображения информации – 21-дюймовые цветные графические мониторы рабочих станций с высокой разрешающей способностью, что позволит значительно улучшить процесс восприятия поступающей информации, и снизит процент ошибок, допускаемых оперативным персоналом.

Эргономические решения к визуальным средствам отображения обеспечивают необходимые производственные, яркостные, частотные характеристики зрительных образов. Учитывая широкие возможности мониторов рабочих станций, может быть установлено оптимальное соотношение яркостей в поле зрения оператора, обеспечивающее четкость изображения, а также уровень для правильной передачи в изображении яркостных характеристик отображаемых объектов.

ДЕЙСТВИЯ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА В УСЛОВИЯХ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ «ПОДСИСТЕМЫ МСКУ...»

Деятельность оперативного персонала БЩУ складывается из ряда фаз: наблюдение; диагностика (анализ); планирование (выработка управляющих воздействий); реализация планов (т.е. управление объектом).

Как показали исследования деятельности оперативного персонала в различных режимах работы энергоблока, для каждой фазы она различна. Характерным свойством реальной деятельности оперативного персонала является наличие ярко выраженной ведущей фазы в каждом технологическом режиме работы энергоблока. Так, для режимов пуска энергоблока и переключений, связанных с набором мощности – это фаза выполнения планов (регламента), для режимов нормальной эксплуатации и аварийных ситуаций – фаза наблюдения, а для режима отклонений или нарушений – фаза диагностики.

Образный характер оперативного мышления проявляется на всех фазах деятельности оперативного персонала БЩУ и в полной мере зависит от применяемых средств отображения информации и их светотехнических, конструктивных и эргономических характеристик, а также компоновочных решений.

При проектировании «Подсистемы МСКУ» в полной мере учтены результаты анализа действий оперативного персонала в условиях нормальной эксплуатации и при нарушении нормальной эксплуатации. Поэтому при проектировании системы ИВС-В440.01 реализованы следующие основные принципы: «Подсистема МСКУ» вводится как дополнительная к существующим по проекту информационным системам БЩУ, и будет служить только для представления персоналу дополнительной, справочной информации. В связи с этим она располагается за спиной у операторов БЩУ. Однако при нарушениях уставок и функций безопасности автоматически подается звуковая сигнализация, имеющая тональность, позволяющую однозначно определить сигнализацию «Подсистемы МСКУ».

Информация для оперативного персонала представлена на одном экране монитора, расположенному на БЩУ, в обработанном, концентрированном и визуально хорошо оформленном виде.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

На специальном формате представлена информация по состоянию функций безопасности, дающая оценку текущего состояния энергоблока. При этом при смене формата на любой другой информация по состоянию функций безопасности всегда отображается в специальном поле экрана в виде мини-матрицы. На монитор одновременно можно выводить несколько фрагментов, удобных для оператора, отображающих технологические схемы, тренды, графики с указанием текущих значений параметров, информацией о нарушении уставок. Это, в свою очередь, обеспечивает образность восприятия технологических ситуаций, высокую скорость отображения информационного потока и адекватность его восприятия оперативным персоналом БЩУ.

Оперативному персоналу запрещается использовать «Подсистему МСКУ...» в качестве источника информации для принятия решений. В случаях срабатывания сигнализации о нарушении функций безопасности или нарушении отдельных параметров энергоблока, оперативный персонал должен проверить по показаниям штатных приборов БЩУ параметры, по которым «Подсистема МСКУ...» выдала сигнализацию, и принимать решения, основываясь только на показаниях штатных приборов БЩУ.

Таким образом, можно утверждать, что внедрение на блоках 1, 2 разработанной системы обеспечит снижение вероятности возникновения на блоке аварий за счет своевременного выявления симптомов нарушений в работе энергоблока, снижения количества ошибочных действий персонала, связанных с неправильной оценкой ситуации и/или с принятием неправильных решений, контроля правильности выполнения аварийных действий.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ – 88/97, НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011- 97).

Поступила в редакцию 3.11.2004

СИСТЕМА ВИЗУАЛЬНОГО ОСМОТРА ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРА ВВР-ц

О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин

Филиал ГНЦ РФ-НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск



В статье представлены требования к системе визуального контроля для ВВР-ц (Обнинск). Дано описание и краткая характеристика конструкции данного устройства. Представлены результаты осмотра внутриреакторных устройств. Сделаны выводы о возможности дальнейшего использования системы визуального осмотра.

Реактор ВВР-ц (г. Обнинск, РФ) был введен в эксплуатацию в 1964 г. Один раз в год, во время проведения очередного планового профилактического ремонта (ППР), необходимо контролировать различными неразрушающими методами внутриреакторные устройства, включая трубопроводы первого контура [1]. С помощью визуальных средств осматриваются внутрибаковые устройства ВВР-ц. К ним относятся швы бака реактора, сепаратор активной зоны, решетка сепаратора, экспериментальные каналы и т.д.

Штатных систем визуального осмотра на ВВР-ц не было предусмотрено проектом. При анализе имеющихся в настоящий момент оптических и оптико-электронных приборов контроля и наблюдения для атомной промышленности не обнаружено устройства, удовлетворяющего потребностям ВВР-ц. Поэтому во время ППР-2004 г. в ГНЦ ФГУП ФНИФХИ им. Л.Я. Карпова была разработана система дистанционного визуального осмотра.

Для разработки системы руководствовались следующими критериями: процесс видеонаблюдения должен производиться в ручном режиме, поскольку к обследуемым участкам доступ затруднен из-за тесного расположения внутрибаковых устройств. Контроль должен осуществляться дистанционно, т.к. возможности проникнуть внутрь бака реактора. Другой аспект заключался в том, что пространство, в котором осуществляется мониторинг, заполнено дистиллированной водой ($H_{\text{воды}} \approx 5.5 \text{ м}$)¹. Это создает определенные трудности с герметичностью конструкций, имеющей электронные схемы. Также устройство должно быть устойчиво к воздействию остаточного γ -излучения от внутрибаковых устройств. Время однократного осмотра составляет 30 мин. Излучение всегда присутствует в пространстве при обследовании элементов первого контура ядерных реакторов, т.к. кроме активации под действием нейтронного излучения элементов активной зоны, на всех внутренних поверхностях откладываются активированные продукты коррозии, даже если не было выхода в контур осколков деления топлива. Кроме этого в конструкции должна быть предусмотрена

¹ Промышленные устройства видеонаблюдения, в основном, не рассчитаны для эксплуатации в подводных условиях.

рена возможность передачи видеосигнала с последующим воспроизведением на мониторе или записью на магнитный носитель. Это необходимо для более детального повторного просмотра результатов контроля, а также для составления отчетной документации. Особенностью контроля является то, что контроль проводится при ограниченной освещенности в баке реактора. Света от штатных осветительных устройств реактора недостаточно для удовлетворительного качества видеосъемки, поэтому необходимо совместить видеокамеру и дополнительный источник света. Кроме того устройство должно быть компактным, т.к. наблюдение ведется в ограниченном пространстве (вся конструкция не должна превышать в диаметре 50 мм²) для осмотра нижней части сепаратора реактора.

Принципиальная схема системы дистанционного визуального осмотра представлена на рис. 1.

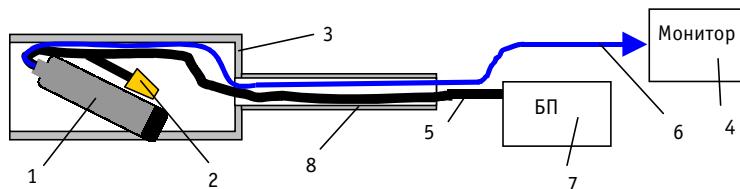


Рис. 1. Принципиальная схема устройства для видеонаблюдения: 1 - видеокамера; 2 - источник света; 3 - корпус устройства; 4 - устройство для отображения информации; 5 - линия питания; 6 - линия сигнала; 7 - блок питания; 8 - штанга $l=6$ м

Система позволяет производить визуальный осмотр внутриреакторных устройств, а также бака реактора ВВР-ц. Оно представляет собой составную штангу с прикрепленной к ней видеокамерой, а также линиями питания и сигнала. В устройстве используется видеокамера КРС-190SW³, производитель фирма КТ&С (Корея) [2]. Она имеет обычный объектив со стеклянной (не пластмассовой) оптикой во влагозащищенном исполнении. Видеокамера демонтирована со штатного кронштейна, герметизирована и размещена в цилиндрическом стакане с прорезанным окном. Для улучшения освещения труднодоступных затемненных участков вместе с видеокамерой монтируется источник света. Передача видеосигнала производится на расстояние свыше 20 м, где расположен просмотровый монитор. Данные визуального осмотра записываются на магнитный носитель, затем оцифровываются для длительного архивного хранения.

Штанга с устройством опускается вручную в бак реактора и подводится на расстояние 3×5 см от обследуемого участка. Масштаб изображения на 19-дюймовом просмотровом мониторе равен примерно 1:1, что удобно для восприятия изображения. В режиме реального времени можно произвести повторную съемку «сомнительного» участка, что очень удобно для получения качественных результатов. Также конструкция допускает поворот в горизонтальной плоскости от 0 до 360°, что позволяет осмотреть контролируемые места при изменении угла обзора. Результаты осмотра, а также внешний вид устройства представлены на рис. 2 – сепаратор активной зоны (вид снизу); рис. 3 – верхняя часть каналов СУЗ (вид снизу); рис. 4 – внешний вид устройства; рис. 5 – сварной шов бака реактора.

Устройство применяется для осмотра ТВС в бассейне выдержки отработанного топлива, а также для периодических осмотров не только внутриреакторных устройств и бака реактора, но и других труднодоступных узлов оборудования ВВР-ц.

² 50 мм – диаметр посадочного гнезда в решетке сепаратора под хвостовик ТВС ВВР-ц.

³ чувствительность 0.05 лк.



Рис. 2. Сепаратор (вид снизу)



Рис. 3. Верхняя часть каналов СУЗ (вид снизу)



Рис. 4. Внешний вид устройства



Рис. 5. Сварной шов бака реактора

Литература

1. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов ПБЯ ИР-98 (НП-009-98). – М., 1998 г.
2. Паспорт видеокамеры KPC-190SW.

Поступила в редакцию 13.09.2004

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА С УЧЕТОМ НЕРАВНОМЕРНОСТИ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО ВЫСОТЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В.И. Бойко*, В.В. Шидловский, 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



В работе на примере РБМК-1000 произведено определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны. В статье приведены методика обработки массивов эксплуатационных параметров промышленного уран-графитового реактора, определение распределения объемной плотности тепловыделения с учетом аксиального профилирования активной зоны, методика расчета аксиального распределения значений критического флюенса с учетом реальной эквивалентной температуры облучения реакторного графита и значений флюенса повреждающих нейтронов (с энергией более 180 кэВ) на внутренней поверхности графитового блока и среднего по блоку.

ВВЕДЕНИЕ

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита и его работоспособности в водографитовых реакторах позволяет сформулировать следующие выводы:

1. Для строгого определения ресурса графита необходимо учитывать влияние сопутствующего γ -излучения [1].

2. Плотность потока γ -излучения зависит от места расположения графитового блока в активной зоне, от места в графитовом блоке и типа самого блока. Поэтому необходимо проведение более точных расчетов полей γ -излучения, тем более, что в каждой точке блока разная плотность потока быстрых нейтронов и эквивалентная температура облучения [2].

3. Для строгого определения ресурса графита необходимо учитывать, что нейтронно- и теплофизические условия эксплуатации зависят не только от места расположения графита в активной зоне. Они являются функциями времени, которые значительно изменяются на больших промежутках времени и являются немонотонными.

4. Использование средних интегральных значений плотности потока быстрых нейтронов и температур при определении момента достижения критического флюенса приводит к значительной погрешности.

© В.И. Бойко, В.В. Шидловский, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман, 2004

МЕТОДИКА ОБРАБОТКИ МАССИВОВ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ

Исходными массивами являются значения тепловой мощности реактора N_i^j и длительности микрокампаний Δt_i^j , где i – номер микрокампании, входящей в состав j -ой кампании. Пример массивов эксплуатационных параметров приведен на рис.1.

По принципу прямого сравнения производятся выборка и затем свертка:

$$\begin{aligned} N_k^m &= N_l^n, \text{ где } m \neq n; \\ N_k^m &= N_l^n, \text{ где } k \neq l; \\ n, m &= 1, 2, \dots, J; \quad k, l = 1, 2, \dots, I. \end{aligned} \quad (1)$$

Если $N_k^m = N_l^n$, где $m \neq n$, то $N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w1}$; $\Delta t_{w1} = \sum_{\substack{(k,m) \\ (l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)}$;

если $N_k^m = N_l^n$, где $k \neq l$, то $N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w2}$; $\Delta t_{w2} = \sum_{\substack{(k,m) \\ (l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)}$;

и т.д. для $w3, w4, \dots$

В результате свертки формируются два одномерных массива: N_w и Δt_w , где N_w – тепловая мощность реактора, имевшая место в течение промежутка времени Δt_w .

Результаты показали, что погрешность определения флюенса по среднему значению тепловой мощности за год составляет 14%.

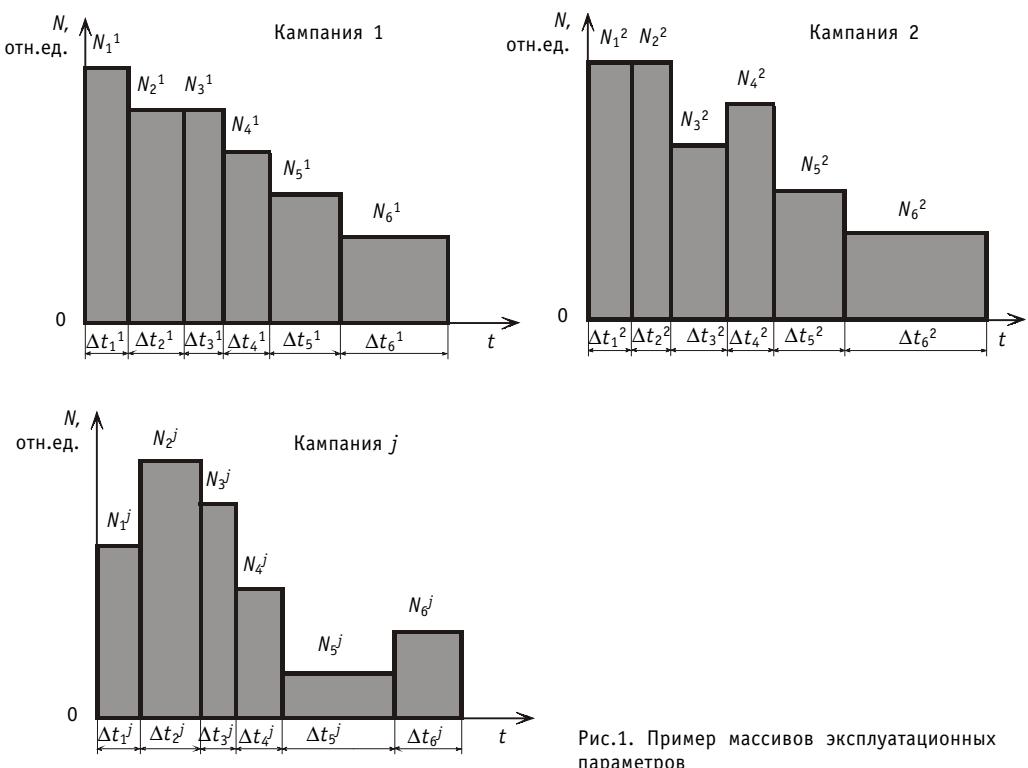


Рис.1. Пример массивов эксплуатационных параметров

АКСИАЛЬНОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ

На основе анализа экспериментальных данных аппроксимировано аксиальное распределение объемной плотности тепловыделения с учетом аксиального профилирования активной зоны (рис. 2). Коэффициент неравномерности энерговыделения по колонне при этом составляет $k_z \approx 1,3$. Ширина плато составила 3,4 м.

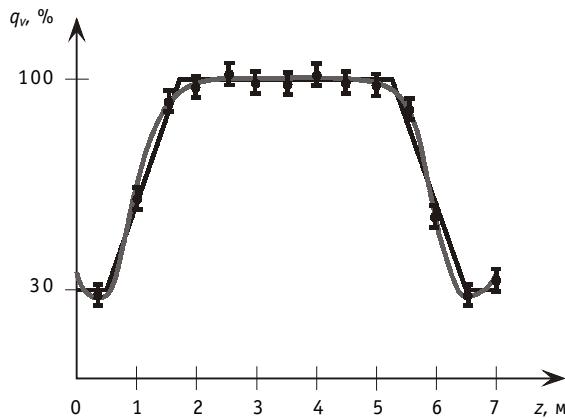


Рис.2. Аксиальное распределение объемной плотности тепловыделения

Расчетным путем установлено аксиальное распределение температуры теплоносителя. При этом максимальное значение объемной плотности тепловыделения в топливе определялось из соотношения:

$$q_v^{\max} = \frac{\bar{N} \cdot k_v}{n_{\text{TK}} \cdot n_{\text{твэл}} \cdot \pi \cdot R_{\text{TT}}^2 \cdot H_{\text{АЗ}}}, \quad (2)$$

где \bar{N} – мощность, снимаемая с колонны; $k_v = k_z \cdot k_r \approx k_z$ – коэффициент неравномерности энерговыделения по объему полученный с учетом радиального профилирования активной зоны; n_{TK} – число топливных каналов; $n_{\text{твэл}}$ – количество твэлов в топливном канале; R_{TT} – радиус топливной таблетки; $H_{\text{АЗ}}$ – высота активной зоны.

Минимальное значение объемной плотности тепловыделения на краях активной зоны составляет 30% от максимального значения и имеет место на длине 0,5 м с каждой стороны.

Средняя температура теплоносителя на i -ом участке определяется соотношением:

$$T_{\text{TH}}^i = T_{\text{TH}}^{i-1} + Q_i / (G \cdot \bar{C}_p), \quad (3)$$

где i – номер участка по высоте колонны, $i = 0$ соответствует входу теплоносителя в колонну; $Q_i = q_v^i \cdot \pi \cdot R_{\text{TT}}^2 \cdot \Delta z \cdot n_{\text{твэл}}$ – количество тепла выделяемое на i -ом участке, здесь q_v^i – среднее объемное тепловыделение в топливе на i -ом участке; Δz – длина участка; G – расход теплоносителя; \bar{C}_p – удельная теплоемкость теплоносителя.

Определено, что объемная плотность тепловыделения в графитовых блоках прямо пропорциональна объемной плотности тепловыделения в топливе и определяется соотношением:

$$q_{v_{\text{rp}}}^i = \frac{E_n}{E_f} \frac{(\xi \Sigma_S)_{\text{rp}}}{\xi \Sigma_S} \frac{S_{\text{топ}}}{S_{\text{АЗ}}} \Delta \cdot q_v^i, \quad (4)$$

где E_n – средняя энергия нейтронов деления; E_f – энергия деления U^{235} ; $(\xi \Sigma_S)_{\text{rp}}$ –

замедляющая способность графита; $\xi \Sigma_S$ – замедляющая способность активной зоны; $S_{\text{топ}}$ – площадь поперечного сечения (вид сверху), занимаемая топливом в активной зоне; $S_{\text{АЗ}}$ – площадь поперечного сечения активной зоны; Σ_f – макроскопическое сечение деления топлива; $\Delta = 4 \div 6$ – характеризует отношение q_v (за счет гамма-квантов и нейтронов)/ q_ν (за счет нейтронов).

Температура на внутренней поверхности графитового блока на i -ом участке определялась из соотношения:

$$T_i(R_{\text{TK}}) = T_{\text{TH}}^i + q_{S_{\text{tp}}}^i \left(\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{\text{tp}}}{\lambda_{\text{tp}}} + R_{\text{заз}} \right), \quad (5)$$

где $q_{S_{\text{tp}}}^i = \frac{S_{\text{tp}} q_{v_{\text{tp}}}^i}{2\pi R_{\text{TK}}}$ – поверхностная плотность теплового потока на i -ом участке; здесь

S_{tp} – площадь поперечного сечения ячейки занятая графитом; R_{TK} – радиус технологического канала; α – коэффициент теплоотдачи; δ_{tp} – толщина трубы технологического канала; λ_{tp} – коэффициент теплопроводности для материала трубы технологического канала; $R_{\text{заз}}$ – термическое сопротивление зазора, заполненного азотом.

Графит, подвергаясь радиационному повреждению, значительно деформируется, в результате чего в одних местах величина азотного зазора уменьшается, в других увеличивается. В силу того, что коэффициент теплопроводности азота очень мал, небольшие изменения азотного зазора приводят к значительным изменениям термического сопротивления. Анализ экспериментальных данных показал, что среднее значение термического сопротивления азотного зазора составляет $R_{\text{заз}} = 200/q_s^{\max}$, где q_s^{\max} – максимальное значение поверхностной плотности теплового потока. В расчетах использовалось данное среднее значение термического сопротивления зазора, характерное для колец, контактирующих как с графитовой кладкой, так и с технологическим каналом.

Средняя эквивалентная температура по сечению графитового блока на i -ом участке определяется из соотношения:

$$\bar{T}_i = T_i(R_{\text{TK}}) + 0,8825 \frac{q_v^i \cdot R_3^2}{\bar{\lambda}} (A_1 - A_2), \quad (6)$$

где $\bar{\lambda}$ – коэффициент теплопроводности графита; $A_1 = \ln \left(\frac{R_3}{2R_{\text{TK}}} \right)$; $A_2 = \frac{0,25R_3^2 - R_{\text{TK}}^2}{2R_3^2}$,

где R_3 – эквивалентный геометрический радиус блока графита; $R_3 = a/\sqrt{\pi}$, где a – сторона графитового блока.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Значение критического флюенса является сильной функцией эквивалентной температуры облучения. Так, в условиях РБМК, функциональная зависимость критического флюенса удовлетворительно описывается полиномом 2-ой степени:

$$F_0(T) = a_0 + a_1 \cdot T + a_2 \cdot T^2, \quad (7)$$

где $a_0 = 5,92$; $a_1 = -9,06 \cdot 10^{-3}$; $a_2 = 3,31 \cdot 10^{-6}$ при температуре более 300°C ; $a_0 = 0,322$; $a_1 = -1,91 \cdot 10^{-3}$; $a_2 = 1,02 \cdot 10^{-5}$ при температуре до 280°C ; T измеряется в градусах Цельсия; F_0 – в 10^{22} см^{-2} . Значения критического флюенса при температурах от 280 до 300°C получены с помощью линейной аппроксимации. При определении коэффициентов полинома были использованы экспериментальные пары значений F_0 и T для графита ГР-280 при плотности потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$ [2].

Согласно расчетам критический флюенс на самом энергонапряженном участке для внутренней поверхности графитового блока составил $2,3 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ и его среднее значение по графитовому блоку составило $1,65 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$.

Значения потоков быстрых нейтронов на каждом участке получены из соотношения:

$$q_v^i = N_{\text{яд}} \cdot \Delta \cdot \int_{180\text{кэВ}}^{\infty} \sigma_{el}(E) \cdot g_{el}(E) \cdot E \cdot \Phi_i(E) dE = N_{\text{яд}} \cdot \Delta \cdot \bar{\sigma}_{el} \cdot \bar{g}_{el} \cdot \bar{E} \cdot \bar{\Phi}_i, \quad (8)$$

где $N_{\text{яд}}$ – концентрация ядер графита; σ_{el} – микроскопическое сечение упругого рассеяния; g_{el} – доля энергии, теряемая нейtronом при упругом рассеянии; E – энергия нейтронов; Φ_i – поток быстрых нейтронов на i -ом участке; $\bar{\sigma}_{el}, \bar{g}_{el}, \bar{\Phi}_i$ – значения, получаемые при средней энергии нейтронов \bar{E} . Выражение (8) получено с использованием приближений, изложенных в монографии [3].

В результате расчет показал, что для РБМК-1000 при работе на номинальной мощности 272 дня в год ресурс реакторного графита в самом энергонапряженном участке составит 25 лет.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Необходимо отметить, что приведенный расчет позволяет определить ресурс реакторного графита без учета радиального коэффициента неравномерности энерговыделения. В действительности радиальное распределение потока нейтронов в среднем хоть и имеет плато, но его значение в колоннах, находящихся вблизи стержней управления и защиты, получается завышенным, а в более удаленных колоннах – заниженным. Приведенное распределение энерговыделения по высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой, и его вид в различных колоннах будет значительно отличаться. Поэтому необходимо проводить расчет ресурса реакторного графита по каждой отдельной колонне с учетом ее местоположения по отношению к стержням управления и защиты, и их влияния на аксиальное распределение энерговыделения по колонне.

Литература

1. Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. – 2001. – №2. – 44 с.
2. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графитовой кладки РБМК // Атомная энергия. – 1997. – Вып. 5. – 325 с.
3. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.

Поступила в редакцию 13.08.2004

О ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВНЕРЕАКТОРНОГО ОБРАЩЕНИЯ С ЯДЕРНЫМИ ДЕЛЯЩИМИСЯ МАТЕРИАЛАМИ В ПРИСУТСТВИИ СЛАБОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ

Ю.В. Волков*, В.В. Фролов**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск

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



Изучены факторы, влияющие на задержку разгонного процесса при линейном вводе надкритичности в систему с делящимися материалами и слабым внутренним источником собственного нейтронного излучения. Предложен простой метод оценки среднего времени задержки разгонного процесса и коэффициента размножения, при котором этот процесс начинает развиваться.

Внеблоковое обращение с ядерными делящимися материалами (ЯДМ) – это обширная промышленная деятельность, включающая их получение, изготовление изделий из них, хранение и транспортирование. При проектировании и эксплуатации оборудования с ЯДМ приоритетное внимание уделяется обеспечению ядерной (критмассовой) безопасности (ЯБ). Первая и основная задача этого вида безопасности заключается в предотвращении самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР) строгими мерами ограничения, благодаря которым частота возникновения СЦР должна быть крайне мала (не более 10^{-1} год $^{-1}$ на все установки мировой атомной промышленности). С начала развития производства ЯДМ и до настоящего времени в мире произошли 22 ядерные аварии с возникновением СЦР: в России (СССР) – 13, в США – 7, в Великобритании – 1, в Японии – 1 [1].

Неисключаемость абсолютно случаев возникновения СЦР с необходимостью приводит к рассмотрению ее потенциальных последствий и решению второй задачи ЯБ – ограничению этих последствий. Известно, что произведение частоты возникновения СЦР на величину ее последствий образует уровень риска обращения с ЯДМ в конкретных условиях. Такую двухкомпонентную оценку уровня риска практикуют, рассматривая максимальную проектную аварию (МПА), в которой учитывают, прежде всего, технические отказы оборудования и ошибки персонала, т.е. достаточно реальные цепочки возможных событий.

Представляет интерес анализ максимально возможной аварии (МВА) и максимальной гипотетической аварии (МГА), в которых постулируется воздействие на систему с ЯДМ техногенных и природных явлений, а также преднамеренных действий персонала и диверсантов, что может привести к вводу в систему большой

положительной реактивности. Однако максимум последствий аварии зависит не только от внешних воздействий, но и от внутренних характеристик самой системы с ЯДМ. Как показывает анализ произошедших аварий, масштабы последствий тем больше, чем больше величина достигнутой надкритичности в процессе аварийного разгона.

Известно [2], что возникновение и развитие первой незатухающей цепочки делений (ПНЦД) происходит с задержкой после момента достижения системой критического состояния. Величина этой задержки определяется интенсивностью постороннего источника нейтронов, т.е. нейтронов, которые не рождаются в процессе делений в данной системе. Чем меньше интенсивность, тем больше задержка в возникновении ПНЦД. А, следовательно, при монотонном росте положительной реактивности, тем больше достигнутая надкритичность в момент появления ПНЦД.

При обращении с ЯДМ вне реактора посторонним источником нейтронов может служить собственное нейтронное излучение (СНИ). Оно возникает при спонтанном делении четно-четных ядер (^{238}U , ^{240}Pu и др.), а также в результате (α , n) реакций на легких элементах под действием α -частиц, испускаемых ядрами урана и плутония. Наименьшей интенсивностью СНИ обладает металлический уран высокого обогащения. Например, для сборки из такого урана массой 55 кг и обогащением 93% по ^{235}U интенсивность СНИ составляет $\sim 46 \text{ c}^{-1}$.

В статье рассматривается влияние на кинетику СЦР интенсивности СНИ, а именно, изучено влияние интенсивности СНИ на задержку разгонного процесса при линейном вводе надкритичности в систему ЯДМ. Предложен простой метод оценки среднего времени задержки разгонного процесса и коэффициента размножения, при котором возникает ПНЦД.

В соответствии с работами [2, 3, 4], среднее время $\bar{\theta}$ до появления ПНЦД определяется по формуле

$$\bar{\theta} = \frac{1}{S(1-q_b)}, \quad (1)$$

где S – интенсивность постороннего источника нейтронов, q_b – вероятность вырождения ветвящегося процесса делений. Формулой (1) выражается тот простой факт, что из пуассоновского потока нейтронов постороннего источника отбираются только те нейтроны, которые с вероятностью $1 - q_b$ могут вызвать ПНЦД. Согласно работе [3], вероятность q_b подчиняется уравнению

$$1 - \frac{k}{\bar{v}} - q_b + \frac{k}{\bar{v}} \sum_{v=0}^6 \chi(v) q_b^v = 0, \quad (2)$$

где k – коэффициент размножения нейтронов в делящейся среде с учетом запаздывающих нейтронов, т.е. при $k = 1$ система критична на запаздывающих нейтронах, \bar{v} – среднее число вторичных нейтронов на один акт деления, $\chi(v)$ – распределение числа вторичных нейтронов на один акт деления. Из (2) видно, что q_b не зависит ни от доли запаздывающих нейтронов, ни от постоянных распада предшественников, ни от времени жизни мгновенных нейтронов, а зависит только от введенного коэффициента размножения и от распределения числа вторичных нейтронов деления.

В [3] показано, что уравнение (2), кроме очевидного $q_b = 1$, имеет еще одно решение $q_b \neq 1$ только при $k > 1$. Для всех $k \leq 1$ всегда $q_b = 1$, и в соответствии с формулой (1), $\bar{\theta} = \infty$. Поэтому для разгонов, связанных с ростом k , имеет смысл рассматривать только периоды времени, когда $k(t) > 1$.

Согласно работе [2], величину q_b можно оценить по простой формуле

$$q_b \approx 1 - \frac{k-1}{k} \sqrt{\frac{v(v-1)}{2\bar{v}}}. \quad (3)$$

В [3] показано, что оценка (3) является «квадратичным приближением» точного решения уравнения (2), и дает завышенные оценки величины q_b , а соответственно $\bar{\theta}$. Поскольку при анализе аварийных разгонов чаще всего интересуются достигнутым за время задержки ПНЦД коэффициентом размножения k , то оценки q_b по формуле (3) являются консервативными и идут в запас ядерной безопасности.

С учетом того, что для всех делящихся изотопов $\sqrt{\frac{v(v-1)}{2\bar{v}}} \approx 1$, сочетание формул (1), (3) дает следующую оценку

$$\bar{\theta} \approx \frac{k}{S(k-1)}. \quad (4)$$

Пусть имеет место линейный ввод положительной реактивности. Тогда, если время отсчитывать от момента достижения системой с ЯДМ критичности ($k = 1$), то при $t > 0$

$$k(t) = 1 + at, \quad (5)$$

где a – скорость ввода положительной реактивности.

Скорости аварийного ввода положительной реактивности обычно таковы, что заметное изменение величины k происходит за времена масштаба секунды и более, а характерное время достижения асимптотического значения q_b вероятностью вырождения процесса делений составляет величину порядка

$$\frac{l}{k(1-\beta)-1} \leq 10^{-2} \dots 10^{-3} \text{ с},$$

где l – время жизни мгновенных нейтронов. Поэтому не будет заметной погрешности, если предположить, что зависит от времени t параметрически, через зависимость $k = f(t)$.

В этом предположении подстановка (5) в (4) дает простую формулу

$$\bar{\theta}(t) \approx \frac{1}{S} \left(1 + \frac{1}{at} \right) \quad (6)$$

для оценки среднего времени задержки появления и развития ПНЦД при достигнутом значении k . Видно, что с ростом t , а соответственно k , время задержки ПНЦД уменьшается от ∞ при $k = 1$ до $1/S$ при очень больших значениях t . Физически это понятно, т.к. при больших k почти каждый нейtron источника вызывает ПНЦД и время задержки ПНЦД определяется только темпом поступления в систему нейтронов СНИ.

Полное **среднее** время задержки появления ПНЦД после достижения критичности есть сумма

$$t_{\text{пнцд}} = t + \bar{\theta}(t).$$

С учетом (5)

$$t_{\text{пнцд}} = \frac{S(k-1)^2 + ka}{aS(k-1)}. \quad (7)$$

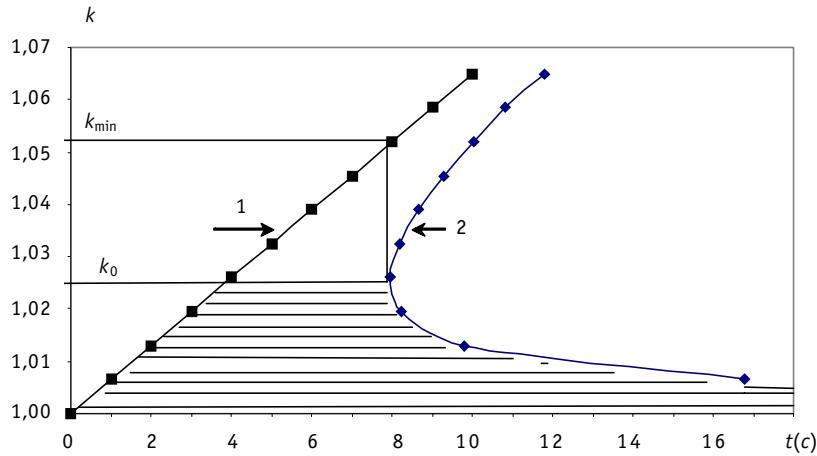


Рис. 1. Иллюстрация зависимостей $k(t)$ (1) и $t_{\text{пнцд}} = f(k)$ (2)

Зависимость (7) иллюстрируется на рис. 1 для случая, когда $S = 10$ (1/c), $a = 0.0065$ (1/c). Из него видно, что функция $t_{\text{пнцд}} = f(k)$ имеет минимум при

$$k_0 = 1 + \sqrt{\frac{a}{S}}. \quad (8)$$

Подстановка (8) в (7) дает возможность оценить **в среднем** минимальное время от момента достижения критического состояния до момента образования ПНЦД и начала разгонного процесса:

$$t_{\text{пнцд}}^{\min} = \frac{2 + \sqrt{\frac{a}{S}}}{\sqrt{aS}}. \quad (9)$$

Эта оценка несколько более консервативна, чем приведенная в [5]:

$$t_{\text{пнцд}}^{\min} \approx \frac{1.22}{\sqrt{aS}}.$$

Подставив (9) в (5), получим оценку:

$$k_{\min} = 1 + at_{\text{пнцд}}^{\min}.$$

Физический смысл величины k_{\min} таков – это **в среднем** минимальный k , с которого может начаться разгонный процесс. На рис. 1 заштрихованная область между зависимостями $k(t)$ (прямая 1) и $t_{\text{пнцд}} = f(k)$ (кривая 2), лежащая ниже величины k_0 , есть область нереализуемых (**в среднем**) времен задержек в развитии ПНЦД, т.к. за эти времена будут достигнуты такие значения k , которые дают меньшие величины $t_{\text{пнцд}}$. Из рис. 1 видно, что в этом примере ($S = 10$ (1/c), $a = 0.0065$ (1/c)) разгон произойдет на мгновенных нейтронах **в среднем** через ≈ 8 с после достижения критического состояния, при этом, исходным для разгона будет **в среднем** $k \approx 1.052$, т.е. исходная надkritичность будет $\approx 8\beta$.

Зависимости от величины S для различных скоростей ввода положительной реактивности a приведены на рис. 2. Видно, что времена задержек в развитии ПНЦД могут различаться для различных скоростей ввода положительной реактивности на порядки, при этом, если скорости различаются, например, на два порядка, то времена задержек только на один. Это видно также из формулы (9).

Зависимости k_0 и k_{\min} от величины S для различных скоростей ввода положительной реактивности a приведены на рис. 3. Видно, что k_0 и k_{\min} могут существен-

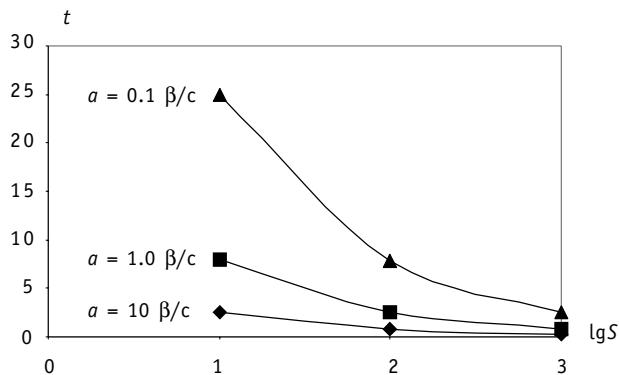


Рис.2. Зависимости $t_{\text{пнцд}}^{\min}$ от величины S для различных скоростей ввода положительной реактивности a

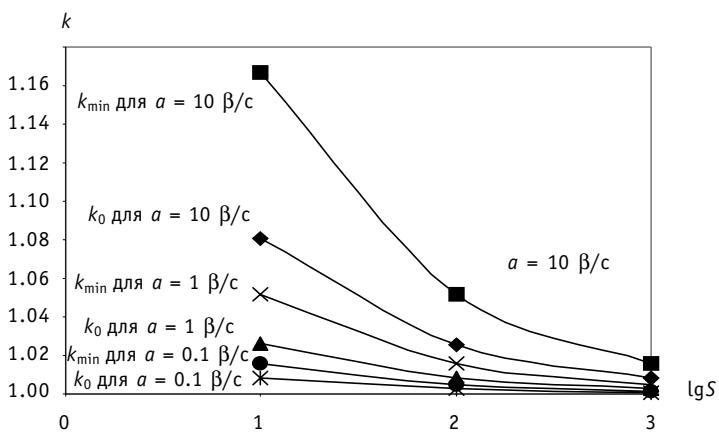


Рис. 3. Зависимости k_0 и k_{\min} от величины S для различных скоростей ввода положительной реактивности a

но различаться при малых S и больших a . Однако с ростом S эта разница быстро уменьшается.

Таким образом, здесь получены простые соотношения, позволяющие с разумным консерватизмом оценить время задержки ПНЦД после начала разгонного процесса с линейным вводом положительной реактивности в систему с ЯДМ в присутствии слабого постороннего источника нейтронов, а также величину достигнутого коэффициента размножения. Эти соотношения могут быть полезны для экспресс – оценок при решении вопросов обеспечения ядерной безопасности при обращении с ЯДМ.

Литература

1. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР. Совм. отчет США и России. LA-13638. – 2003.
2. Hansen G. Assembly of fissionable material in the presence of a weak neutron source// Nucl. Sci. Engng. – 1960. – V. 8. – P. 709-719.
3. Волков Ю.В., Назаров В.К. Замыкание стохастической теории точечного реактора нулевой мощности/Препринт ФЭИ-1888. – 1988.
4. Волков Ю.В. Стохастическая кинетика реактора со слабым источником и ядерная безопасность//Атомная энергия. – 1992. – Т. 72. – Вып.1.
5. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 13.09.2004

ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ НАПРЯЖЕННО- ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ ПОГЛОЩАЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРОВ БН В УСЛОВИЯХ СИЛОВОГО ВЗАЙМОДЕЙСТВИЯ СЕРДЕЧНИКА С ОБОЛОЧКОЙ

А.А.Тузов, А.А. Камаев

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



Главной проблемой, возникающей при оценке работоспособности ПЭЛ стержней СУЗ реакторов типа БН для условий глубокого выгорания поглотителя, является корректный учет силового взаимодействия распухающего поглотителя и оболочки ПЭЛ. Для решения этой проблемы разработана физическая модель сложного напряженно-деформированного состояния ПЭЛ в стационарных режимах эксплуатации. Сформулированы основные гипотезы по схеме нагружения оболочки за счет внутреннего давления сердечника с учетом эффектов распухания и ползучести и односторонних пластических деформаций для оболочки. Определен перечень необходимых исходных данных.

Проведен анализ опубликованных отечественных и зарубежных данных по зафиксированным случаям разрушения оболочки в результате силового взаимодействия с поглотителем. По результатам анализа выбрана тестовая модель для верификации расчетной методики оценки работоспособности ПЭЛ, и подготовлены исходные данные для расчетов.

Наиболее распространенным поглотителем для органов регулирования быстрых реакторов является карбид бора. Выбор этого материала обусловлен его хорошими нейтронно-физическими, теплофизическими и технологическими свойствами, возможностью обогащения и доступностью. Вместе с тем, карбид бора под облучением распухает, что потенциально может привести к силовому взаимодействию системы «сердечник-оболочка» при достижении большой глубины выгорания поглотителя. Исследования отечественных и зарубежных специалистов [1–5] показали возможность разрушения оболочек поглощающих элементов (ПЭЛ) стержней системы управления и защиты (СУЗ), обусловленного давлением распухающего поглотителя. Традиционное решение этой проблемы заключалось в конструктивном выборе такой величины зазора между столбом таблеток поглотителя и оболочкой, чтобы обеспечивался необходимый запас на распухание в течение всего срока службы ПЭЛ. Однако ряд соображений, а именно – наличие у оболочки определенного запаса плас-

© А.А.Тузов, А.А. Камаев, 2004

тичности и прочности, позволяет допустить возможность того, что механический контакт поглотителя и оболочки в течение некоторого времени не отразится на работоспособности ПЭЛ. В силу этого при анализе работоспособности стержней СУЗ в условиях высоких рабочих температур и достижения значительной глубины выгорания поглотителя возникает необходимость корректно учитывать последствия силового взаимодействия компонентов системы «сердечник–оболочка».

Конструкционно ПЭЛ представляет собой сердечник из поглощающего материала (карбида бора), заключенный в цилиндрическую стальную оболочку. Сердечник отделен от оболочки зазором, который заполнен натрием первого контура. ПЭЛ имеет узел выпуска газообразных продуктов реакции (n,α), соответственно, внутреннее газовое давление на оболочку отсутствует.

ПЭЛ стержней СУЗ быстрого натриевого реактора (РБН) эксплуатируются в активной зоне в условиях неоднородного температурного поля — в срединной части оболочки осевой градиент температур сопоставим с окружной неравномерностью температуры по периметру и на порядок меньше радиального градиента. Процессы радиационно-стимулированного формоизменения конструкционных материалов и распухания поглотителя формируют дополнительные нагружающие факторы, которые определяют напряженно-деформированное состояние (НДС) в оболочке ПЭЛ. Главными факторами являются неоднородное температурное поле, распухание конструкционных материалов и внутреннее давление распухающего сердечника на оболочку.

Расчетные модели НДС системы «сердечник–оболочка» как при отсутствии контакта между сердечником и оболочкой, так и при их силовом взаимодействии, достаточно хорошо изучены для тепловыделяющих элементов быстрых реакторов [6]. При этом оценка НДС ПЭЛ негерметичной конструкции имеет свои особенности в силу отсутствия некоторых нагружающих факторов, характерных для топливного сердечника — внутреннее газовое давление, образование плутония и т. п. Кроме того, карбид бора является весьма твердым материалом, а конкретные условия эксплуатации сильно влияют на его поведение под облучением (скорость распухания имеет ярко выраженную температурную зависимость; также имеет место значительная неравномерность распухания столба поглотителя по высоте).

Таким образом, для оценки работоспособности ПЭЛ при наличии силового контакта поглотителя с оболочкой первостепенными являются:

- уточнение методики расчета НДС системы «сердечник–оболочка» применительно к реальным условиям эксплуатации ПЭЛ и основным факторам нагружения;
- разработка тестовой модели для верификации методики расчета НДС ПЭЛ на основе имеющихся экспериментальных данных по термомеханическому взаимодействию поглотителя и оболочки, полученных по результатам послерадиационных исследований.

Задача оценки работоспособности ПЭЛ стержней СУЗ реакторов БН в условиях силового взаимодействия поглотителя с оболочкой формулируется следующим образом.

1. Необходимо рассчитать НДС ПЭЛ стержня СУЗ РБН в стационарных режимах эксплуатации для определенных ниже условий. Радиальный зазор между поглотителем и оболочкой выбран или полностью, или в некоторых сечениях по высоте; соответственно, в этих сечениях сердечник и оболочка жестко связаны между собой; проскальзывания сердечника нет. Оболочка ПЭЛ при этом нагружается: внешним давлением теплоносителя, неравномерным по объему температурным полем, приводящим к возникновению температурных радиальных и окружных напряжений, и внутренним давлением распухающего сердечника. Основные гипотезы по схеме нагрузки оболочки за счет внутреннего давления — сердечник распухает изотропно;

эффекты ползучести в нем отсутствуют. Такие гипотезы могут считаться консервативными, отклонения от этой модели идут в запас прочности при оценках остаточного ресурса оболочки. Собственно расчет НДС оболочки ПЭЛ сводится к решению задачи вязкопластического деформирования элемента при неизотермическом нагружении.

2. При расчете на всех этапах должны учитываться распухание оболочки и поглотителя, эффекты тепловой и радиационной ползучести и возможность возникновения односторонних пластических деформаций для оболочки. В процессе расчета для заданного момента времени должно быть получено распределение напряжений и деформаций в любом аксиальном сечении ПЭЛ. После определения наиболее опасного сечения полученное распределение используется для оценки работоспособности ПЭЛ по выбранным критериям.

Исходными данными для расчета НДС ПЭЛ являются:

- количество этапов нагружения ПЭЛ и их продолжительность;
- исходное распределение напряжений и деформаций в ПЭЛ;
- аксиальное распределение внешнего давления теплоносителя;
- распределение температур в ПЭЛ;
- распределение флюенса и/или повреждающей дозы на начало и конец этапа (или распределение скорости набора повреждающей дозы);
- функциональные зависимости механических свойств используемых конструкционных материалов от температуры и флюенса нейтронов (или повреждающей дозы);
- геометрические параметры ПЭЛ — внешний радиус блочка поглотителя, внешний радиус и толщина оболочки.

РАЗРАБОТКА ТЕСТОВОЙ МОДЕЛИ СИЛОВОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПОГЛОТИТЕЛЯ И ОБОЛОЧКИ ПЭЛ

Эффект силового взаимодействия карбида бора с оболочкой известен давно. Был получен некоторый, хотя и весьма ограниченный, опыт по разрушению ПЭЛ стержней СУЗ на реакторах PHENIX, PFR, EBR-2, JOYO и БОР-60 [1, 7, 8]. Большая часть дефектов объяснялась механическим взаимодействием сердечника с оболочкой с локальной пластической деформацией более 2% вследствие смещения фрагментов сердечника. Выбор тестовой модели для верификации методики расчета НДС представляет собой достаточно сложную задачу в силу скучности достоверных экспериментальных данных. Существует ряд ключевых позиций, которые должны быть известны перед началом верификационных исследований. К ним можно отнести следующие — условия облучения ПЭЛ (режимы работы, распределение рабочих температур по объему, величина набранной оболочкой повреждающей дозы); результаты послерадиационных исследований (достоверный факт силового взаимодействия, величина необратимой пластической деформации оболочки в месте контакта, оценка вклада распухания в эту деформацию и т. п.). Отдельно стоит вопрос о механических свойствах материалов оболочки и поглотителя, изменяющихся под облучением. Полнота и доступность знаний по приведенным позициям и определила выбор тестовой модели, в основу которой были положены результаты исследований силового взаимодействия сердечника и оболочки в ПЭЛ стержней СУЗ японского исследовательского реактора JOYO [7].

Послерадиационные исследования ПЭЛ стержней СУЗ реактора JOYO, отработавших в активной зоне до 316 эф. сут, показали [7], что вблизи нижнего конца ПЭЛ увеличение наружного диаметра составляет около 2%. При этом в оболочках четверти исследовавшихся ПЭЛ были обнаружены трещины, которые возникали в нижней части ПЭЛ. Максимальная длина трещин была около 0,037 м, максимальная ширина -

около 0,0003 м. В работе [3] установлено, что причиной столь значительного формоизменения оболочки можно считать силовое взаимодействие с поглотителем. Увеличение наружного диаметра начинается еще до момента возникновения контакта поглотителя с оболочкой. Кроме того, характер формоизменения оболочки достаточно сложен. Формоизменение характеризуется сильной анизотропией, форма оболочки имеет тенденцию к возрастанию овальности, что вполне удовлетворительно объясняется смещением в зазор фрагментов растрескавшихся блоков поглотителя. Типичный пример формоизменения и образования трещин в оболочках ПЭЛ стержней СУЗ активной зоны МК-II, вызванных механическим взаимодействием поглотителя с оболочкой, представлен на рис. 1.

Анализ японских данных показывает, что опыт по разрушению оболочек, полученный при исследованиях ПЭЛ реактора JOYO, вполне пригоден для построения тестовой модели для верификации расчетной методики оценки НДС ПЭЛ в условиях силового взаимодействия с поглотителем. В первом приближении рассматривается стационарный режим работы ПЭЛ в течение заданного количества часов. Рассматриваются два этапа работы ПЭЛ. На первом этапе зазор между сердечником и оболочкой не выбран, сердечник и оболочка развязаны. В этом режиме рассматривается только НДС оболочки. Основными нагружающими оболочку факторами при этом являются

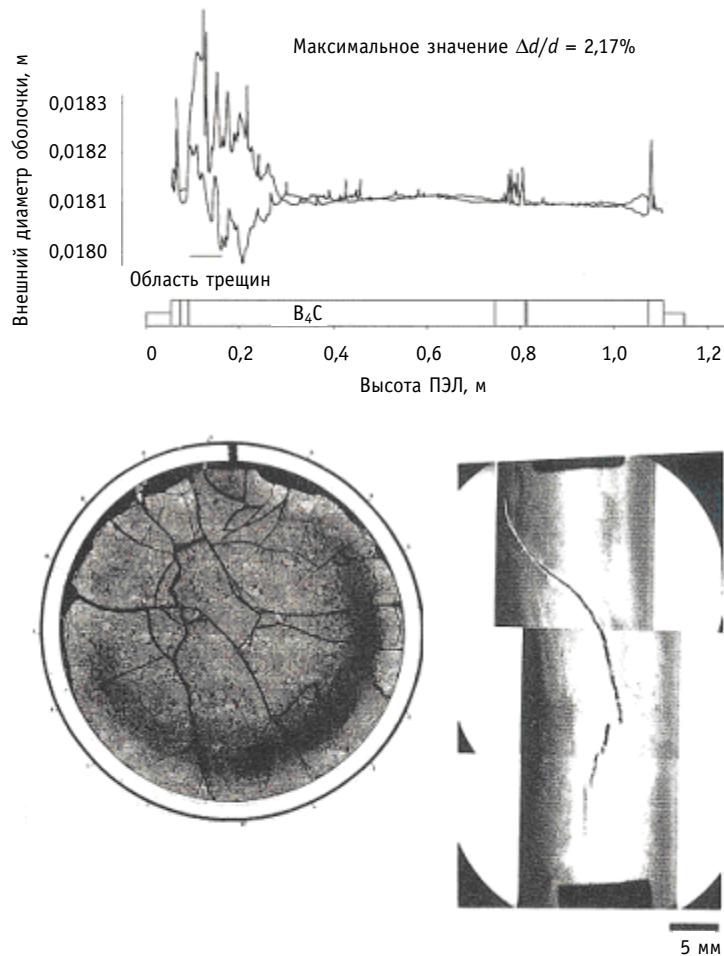


Рис. 1. Формоизменение ПЭЛ реактора JOYO при облучении. Элемент MCR103 D107 [2]

ся неравномерное по объему температурное поле, приводящее к возникновению температурных радиальных и окружных напряжений, и внешнее боковое давление теплоносителя, которое меняется во времени и по высоте ПЭЛ. На втором этапе зазор между поглотителем и оболочкой исчезает за счет распухания поглотителя, которое полагается изотропным. После наступления механического контакта в некоторых сечениях по высоте сердечник и оболочка жестко связаны в этих сечениях. Оболочка ПЭЛ при этом нагружается неравномерным по объему температурным полем, приводящим к возникновению температурных радиальных и окружных напряжений; внутренним давлением распухающего сердечника; внешним боковым давлением теплоносителя, меняющимся во времени и по высоте ПЭЛ. Математическая модель НДС ПЭЛ при этом подразумевает взаимосогласованное решение теплофизической краевой задачи, описывающей нелинейное распространение тепла, и механической краевой задачи вязкопластического деформирования элемента при его неизотермическом нагружении, и учитывающей ползучесть и распухание материалов.

ПОДГОТОВКА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Основные геометрические и эксплуатационные параметры стержня СУЗ и ПЭЛ реактора JOYO приведены в табл. 1 [2, 9].

Распределение выгорания поглотителя по высоте ПЭЛ, необходимое для расчета скорости распухания поглотителя и оболочки, представлено на рис. 2. Эта зависимость также качественно отражает распределения дозовой нагрузки на ПЭЛ и удельного тепловыделения в поглотителе и оболочке ПЭЛ.

Функциональные зависимости кратковременных механических свойств (условный предел текучести $\sigma_{0,2}$, предел прочности σ_b , равномерное удлинение δ_p) облученной

Таблица 1

Геометрические и эксплуатационные параметры стержня СУЗ и ПЭЛ реактора JOYO

Стержень СУЗ	
Длина, м	2,25
Диаметр чехловой трубы, м	0,0647
Число ПЭЛ	7
ПЭЛ	
Внешний диаметр оболочки, м	0,0181
Толщина оболочки, м	0,0007
Диаметр сердечника, м	0,0163
Высота сердечника, м	0,65
Материал сердечника	B_4C (90% ат. B^{10})
Материал оболочки	сталь 316 х. д.
Плотность поглотителя, $\text{кг}/\text{м}^3$	2140
Максимальное энерговыделение в поглотителе, $\text{МВт}/\text{м}^3$	100
Давление теплоносителя на выходе из сборки СУЗ, МПа	0,2
Температура теплоносителя на входе в сборку СУЗ, $^{\circ}\text{C}$	370
Расход теплоносителя через пучок ПЭЛ, $\text{кг}/\text{с}$	2,0
Время облучения, ч	~7600
Флюенс нейтронов ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) $\text{n}/\text{м}^2$	$3,02 \cdot 10^{26}$
Максимальное выгорание изотопа $B-10$, захв/ м^3	$5,65 \cdot 10^{27}$

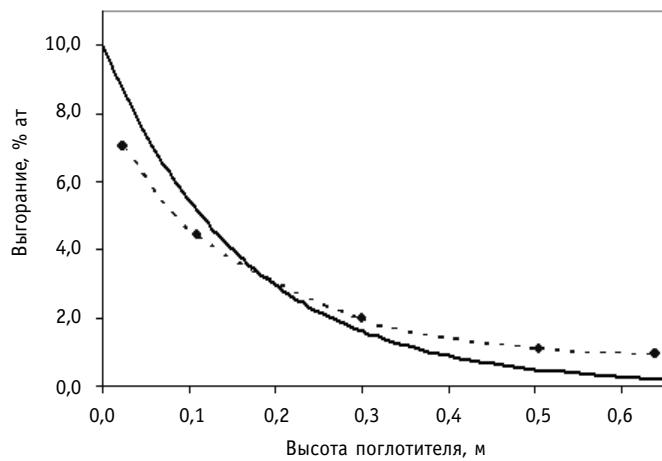


Рис. 2. Распределение выгорания поглотителя по высоте ПЭЛ [9]: — расчет; - - ◆ - - эксперимент

стали 316 х. д. от температуры и флюенса нейтронов в первом приближении хорошо аппроксимируются данными по отечественной стали ЭИ-847 х. д., представленными, например, в [10].

Распределение полей температур в ПЭЛ рассчитывалось с помощью теплогидравлического кода BUMT [11]. Код BUMT, использующий поканальную модель расчета, может рассчитывать трехмерные поля скорости, давления и температуры теплоносителя и температурные поля в элементах и чехле сборок СУЗ реактора БН в стационарном состоянии и в переходных процессах. Верификация расчетного кода BUMT осуществлялась по результатам экспериментов, проведенных на модельной сборке на жидкокометаллическом стенде ФЭИ, и по расчетным результатам, полученным по программе MIF-2 [12]. При расчетах решены следующие задачи – нахождение стационарных полей температуры в ПЭЛ, чехле сборки и теплоносителе и определение полей скорости и давления теплоносителя в сборке. Заданными являлись давление на выходе из сборки и температура теплоносителя на входе в сборку; закон изменения распределения поля энерговыделения в элементах сборки. Примеры результатов расчетов полей температур в ПЭЛ представлены на рис. 3.

Построенная физическая модель (описаны протекающие в системе физические процессы, сформулированы нагружающие факторы, подготовлены требуемые исход-

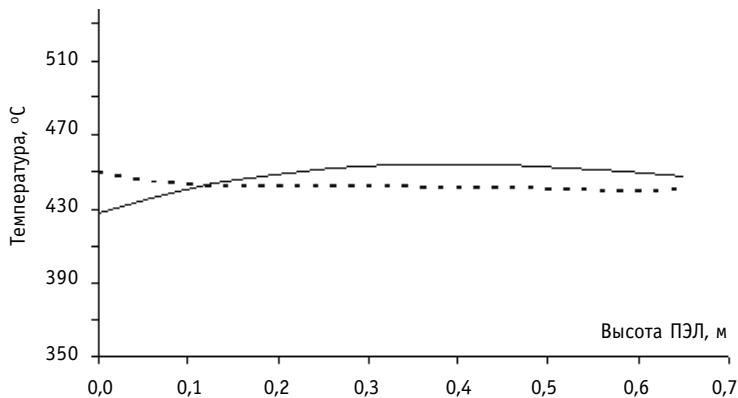


Рис. 3. Распределение усредненной по азимуту температуры оболочек по высоте ПЭЛ:
— центральный ПЭЛ; - - - периферийный ПЭЛ

ные данные) пригодна для расчетов НДС ПЭЛ стержня СУЗ реактора БН в стационарных режимах эксплуатации с использованием термомеханических кодов с различной степенью детализации. Результаты термомеханических расчетов и оценка их точности являются предметами специального рассмотрения и в этой работе не приводятся.

Литература

1. *Ponomarenko V.B., Risovany V.D. et al.* Experience in Development, Operating and Material Investigation of the BOR-60 Reactor Control and Safety Rods. IAEA-TECDOC-884. – 1996. – P.195–203.
2. *Soga T., Tobimata K., Miçugi T., Miyakawa C.* Разработка стержней СУЗ реактора JOYO с натриевым подслоем//Saikuru kikoo gjutsu. – 2000. – № 8. – С. 13–22.
3. *Miyakawa C., Soga T. и др.* Разработка и опыт использования стержней СУЗ активной зоны МК-II реактора JOYO, PNC TN9410 97-068, 1997.
4. *Maruyama T., Onose S. et al.* Effect of Fast Neutron Irradiation on the Properties of Boron Carbide Pellet//Journal of Nuclear Science Technology. – 1997. – V. 34. – №.10. – P. 1006, 1997.
5. *Kryger B., Gosset D., Esclaine J.M.* Irradiation Performances of the SUPERPHENIX Type Absorber Element. IAEA-TECDOC-884. – 1996. – P. 127–140.
6. *Лихачев Ю.И., Пупко В.Я.* Прочность твэлов ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975.
7. *Маруяма T., Onose С. и др.* Послерадиационные исследования стержней СУЗ зоны МК-II JOYO – оценка радиационного поведения ПЭЛ, PNC TN9410 97-077, 1997.
8. *Kelly B.T., Kryger B., Esclaine J.M., Holler P.* Development of Fast Breeder Reactor Absorber Elements for High Endurance, in Europe, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycle, Kyoto, Japan, 1991. Proceedings V. III p. 1.10-1 – 1.10-9.
9. *Aoyama T., Arii Y. et al.* Analysis of Control Rod Worth in Experimental Reactor JOYO. IWGFR/69 ISSN 1011–2758. – Vienna, 1990. – P. 211–235.
10. *Козманов Е.А., Рисованный В.Д., Захаров А.В. и др.* Результаты исследований опытного стержня АЗ с рефабрицированным карбидом бора после эксплуатации в реакторе БН-600: Сборник докладов. Российский научно-технический форум «Ядерные реакторы на быстрых нейтронах». – Обнинск, 2003.
11. *Букша Ю.К., Мариненко Е.Е., Тузов А.А.* Разработка программы расчета теплогидравлических параметров ТВС быстрого реактора: математическая модель/ Препринт ИПМ им. М.В. Келдыша. – 1996. – № 12.
12. *Жуков А.В. и др.* Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: расчетные программы и практическое приложение. – М.: Энергоатомиздат, 1991.

Поступила в редакцию 13.09.2004

АНАЛИЗ ПРОГНОЗА СТОКА СТРОНЦИЯ-90 С ВОДАМИ р. ТЕЧА

Ю.Г. Мокров

ФГУП ПО «Маяк», г. Озерск Челябинской области



Проанализированы результаты прогноза радиоактивного загрязнения р. Теча, сделанного 10 лет назад с использованием простой прогностической модели, основанной на результатах гидрологического контроля, данных радиохимического мониторинга речной системы и экспертных оценках поступления ^{90}Sr в открытую гидрографическую систему. Показано, что полученные ранее прогнозные оценки в целом хорошо соответствуют современным экспериментальным данным о стоке ^{90}Sr в средней части р. Теча (с. Муслюмово). Подтвержден сделанный ранее вывод о том, что в настоящее время речная система р. Теча находится в режиме стабилизации радиоактивного загрязнения. Для построения будущих прогнозов предлагается использовать уточненные данные о мощности источника фильтрационного поступления ^{90}Sr из водоемов Теченского каскада в открытую гидрографическую систему.

ВВЕДЕНИЕ

С началом эксплуатации в 1948 г. производственного объединения (ПО) «Маяк», гидрографическая система верхней части р. Теча претерпела ряд существенных изменений, связанных с созданием в верховье реки Теченского каскада водоемов (ТКВ) и обводных каналов [1].

В настоящее время водное питание р. Теча в верховье формируется стоком воды по левобережному и правобережному каналам (ЛБК и ПБК). Гидрологические наблюдения и контроль радиоактивного загрязнения воды в каналах регулярно проводятся, начиная с 60-х годов, в рамках программы штатного мониторинга ПО «Маяк». Укрупненная блок-схема материальных потоков, характеризующая источники водного питания и поступления радионуклидов в р. Теча [2, 3], приведена на рис. 1.

На некоторых участках ТКВ водоемы В-10 и В-11 вплотную примыкают к разделительным дамбам, сооруженным вдоль каналов. Существует фильтрационная связь между каналами и водоемами, причем выше «нулевой» точки (точка, где уровни воды в канале и водоеме равны) фильтрация направлена от канала к водоему, а ниже «нулевой» точки – от водоема к каналу. Поступление активности в воды ЛБК и ПБК определяется фильтрационными и сорбционными свойствами грунтов разделительной дамбы и разностью уровней воды в водоемах В-10, В-11 и в каналах.

Часть фильтрующейся через плотину воды перехватывается дренажной системой и возвращается обратно в водоем В-11. Другая часть воды, фильтрующейся под телом плотины и через дно водоема, не перехватывается дренажной системой и в конечном итоге разгружается в р. Теча. По некоторым оценкам общие фильтрационные потери из водоема В-11 могут достигать 10 млн. м³/год [1].

© Ю.Г. Мокров, 2004

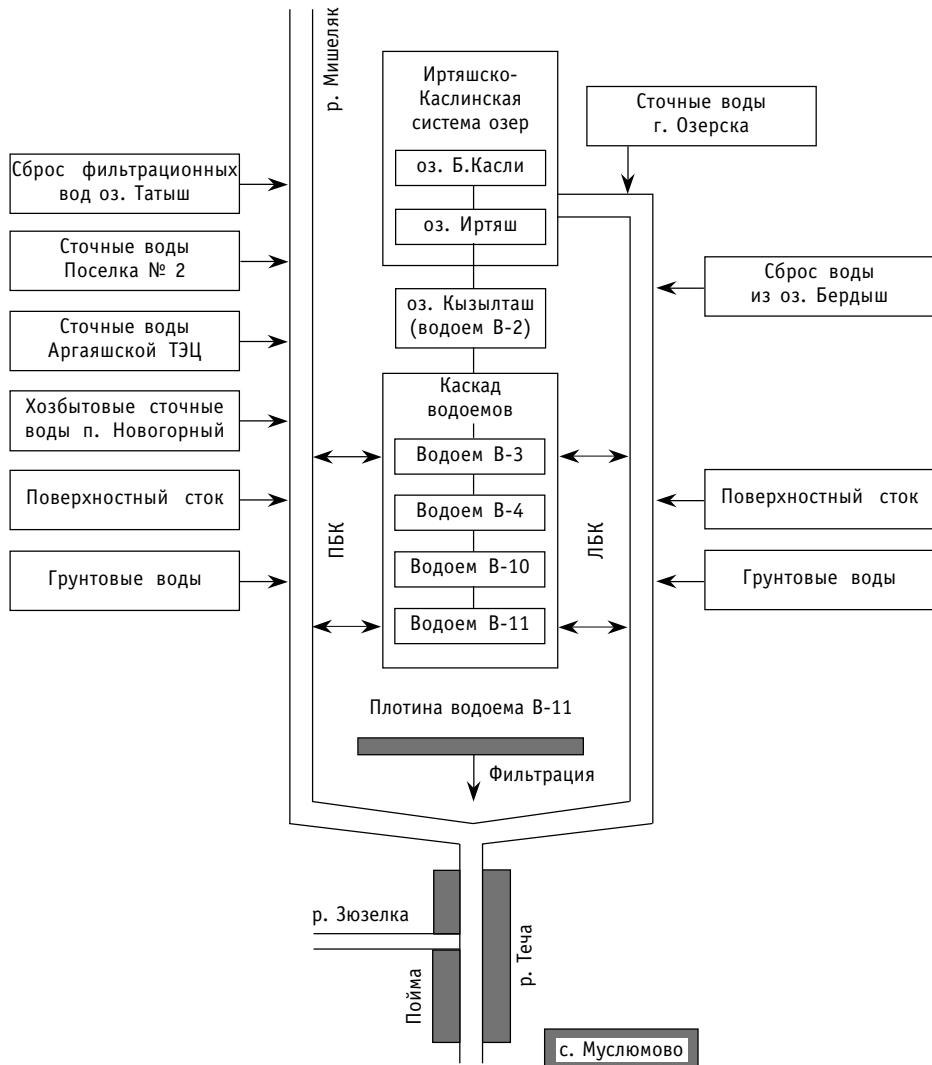


Рис. 1. Упрощенная блок-схема водных потоков в верхней части р. Теча

Начиная с середины 50-х годов по настоящее время, радиоактивное загрязнение воды р. Теча обусловлено ^{90}Sr .

Основным источником поступления ^{90}Sr в каналы до 1987 г. являлся поверхностный сток радионуклидов с прилегающих территорий, загрязненных в результате аварии 1957 г. Начиная с 1987 г., когда уровень воды в водоеме В-11 превысил отметку 215,5 м, загрязнение воды в каналах ^{90}Sr стало определяться процессом фильтрации воды из водоема В-11 в ЛБК и ПБК.

До середины 90-х годов основным (до 70-80%) источником загрязнения воды р. Теча являлась заболоченная пойма реки в районе Асановских болот [4]. Вымывание ^{90}Sr из поймы происходило в результате взаимодействия воды реки с загрязненными пойменными грунтами, как собственно речных (паводковых) вод во время разлива реки, так и стекающих из поймы в речное русло поверхностно-склоновых и грунтовых вод.

Предварительный прогноз радиоактивного загрязнения р. Теча был впервые сделан в середине 90-х годов [2, 3, 5].

Прогноз основывался на простой сорбционной модели, содержащей один полуэмпирический параметр α -коэффициент «вымывания». Значение параметра $\alpha = 4,0 \cdot 10^{-4}$ млн.м⁻³ было получено [3] на основе результатов штатного гидрологического и радиохимического мониторинга (1986-1989 гг.) с использованием оцененного [6] значения запаса ⁹⁰Sr в пойме и донных отложениях р. Теча на участке от плотины П-11 до с. Муслюмово (1200 Ки – на конец 1988 г.).

При построении прогноза использовались значения мощности фильтрационных источников поступления ⁹⁰Sr из водоемов ТКВ в ЛБК и ПБК, полученные методом экспериментальных оценок. В период с 1994 по 2001 гг. на ПО «Маяк» был выполнен комплекс экспериментальных исследований по уточнению параметров источника фильтрационного поступления ⁹⁰Sr из водоемов ТКВ (В-10 и В-11) через боковые дамбы в ЛБК и ПБК [7, 8].

В настоящей работе приведен анализ выполненного ранее прогноза [2, 3, 5] с использованием полученных новых данных штатного мониторинга и уточненных значений мощности источника фильтрационного поступления ⁹⁰Sr в открытую гидрогравийную систему.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПРОГНОСТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

Основные положения предложенной ранее [3, 5] прогностической модели получены в предположении, что в течение некоторого промежутка времени $t = T$ мощность источника поступления ⁹⁰Sr в речную систему (на входном створе) D_1 и расход воды на выходном створе Q постоянны во времени.

В работах [3, 5] было показано, что изменение во времени запаса активности ⁹⁰Sr, депонированного в пойме и донных отложениях верхнего участка р. Теча (от створа плотины П-11 до створа с. Муслюмово) $A(t)$, можно описать следующим простым уравнением:

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} + \frac{D_1}{\tau} (1 - e^{-\lambda t}), \quad (1)$$

$$\tau = \lambda + \alpha Q,$$

где A_0 – активность ⁹⁰Sr, депонированного в пойме, на момент времени $t = 0$, Бк; α – константа «вымывания», не зависящая от времени, обратно пропорциональна (с точностью до постоянного множителя) коэффициенту распределения K_d и некоторым интегрированным образом учитывающая все возможное многообразие сорбционных свойств всех компонентов речной системы на рассматриваемом участке реки; λ – постоянная распада ⁹⁰Sr (0,0241 год⁻¹); Q – водный сток (млн. м³/год) через выходной створ (с. Муслюмово); D_1 – скорость поступления ⁹⁰Sr через входной створ (плотина П-11) рассматриваемого участка реки, Бк/год.

Если продолжительность временного интервала равна T (календарному году), то интегральные значения параметров, характеризующих основные составляющие баланса активности ⁹⁰Sr в речной системе можно записать в виде:

- $R_d = \lambda \int_0^T A(t) dt$ – распад активности, депонированной в пойме и донных отложениях речной системы;
- $R_L = \alpha Q \int_0^T A(t) dt$ – радиоактивный сток ⁹⁰Sr на выходном створе реки.

В этом случае баланс активности в речной системе можно записать в виде

$$A(T) = A_0 + D_1 - R_d - R_L. \quad (2)$$

Для практических расчетов, когда необходимо учесть изменение во времени параметров D_1 и Q , можно использовать разбивку всего временного периода T на дискретные промежутки времени Δt_j ($T = \sum_j \Delta t_j$), и для каждого интервала времени j (календарный год) определить усредненные (в пределах данного временного интервала) значения параметров Δ_{1j} и Q_j . В этом случае уравнение (1) переходит в следующую систему рекуррентных уравнений:

$$A_j = A_{j-1} e^{-\tau_j \Delta t_j} + \frac{D_j}{\tau_j} (1 - e^{-\tau_j \Delta t_j}), \quad (3)$$

$$\tau_j = \lambda + \alpha Q_j, \quad j=1, 2, \dots, n,$$

где n – число временных интервалов; Δt_j – временной интервал, равный одному году ($\Delta t_j = 1$).

Из анализа уравнения (1) следует, что при $t \rightarrow \infty$

$$A(t) = \frac{D_1}{\tau} = \frac{D_1}{\lambda + \alpha Q} = A_\infty, \quad (4)$$

т.е. при постоянной (среднегодовой) скорости поступления радионуклидов на входном створе и постоянном (во времени) расходе воды на выходном створе запас ^{90}Sr в пойме со временем застабилизируется на некотором постоянном уровне A_∞ . Расчетные значения запаса A_∞ в зависимости от значений вышеуказанных параметров D_1 и Q приведены в табл. 1.

Если процесс стабилизации запаса ^{90}Sr в пойме установился, то поступление стронция в систему D_1 полностью компенсируется процессами радиоактивного распада и вымывания.

Таблица 1

**Значения установившегося запаса ^{90}Sr
в пойме р. Теча A_∞ на участке плотина П-11
с. Муслюмово, КИ**

Расход воды в Муслюмово Q , млн.м ³ /год	Поступление стронция-90 на входном створе D_1 , Ки/год				
	5	10	20	30	50
10	178	356	712	1068	1780
20	156	312	624	936	1560
60	104	208	416	624	1040
100	78	156	312	468	780
150	59	119	238	357	595
250	40	80	160	240	400

Таблица 2

**Зависимость вклада процессов
радиоактивного распада и вымывания ^{90}Sr
из поймы в зависимости от водного стока Q .
Режим стабилизации, %**

Процесс вывода стронция из поймы в долях от поступления	Водный сток Q , млн.м ³ /год					
	10	20	60	100	150	250
Радиоактивный распад, %	86	75	50	38	29	19
Вымывание, %	14	25	50	62	71	81

При $Q = \lambda/\alpha = 60$ млн.м³/год количество распавшегося ⁹⁰Sr равно радиоактивному стоку. Зависимость вклада вышеуказанных процессов в зависимости от водного стока Q приведена в табл. 2.

АНАЛИЗ ПРОГНОЗНЫХ ОЦЕНОК

Результаты расчета по уравнениям (2) и (3) стока и общего баланса активности ⁹⁰Sr на участке р. Теча от створа плотины П-11 до створа с. Муслюмово за период 1989-2003 гг. приведены в табл. 3.

Результаты штатного мониторинга водного и радиоактивного (⁹⁰Sr) стока за период 1987-2003 гг. представлены в табл. 4.

ВЫВОДЫ

Анализ данных, приведенных в табл. 3 и 4, позволяет сделать следующие выводы.

1. До 1994 г. сток ⁹⁰Sr в средней части реки (с. Муслюмово) был в 3-5 раз больше, чем в верхней части реки (через ГТС). В этот период времени от 75 до 90% стока активности ⁹⁰Sr в средней части реки было обусловлено вымыванием из Асановских болот. Среднегодовая удельная активность ⁹⁰Sr в воде среднего течения реки до середины 90-х гг. практически не зависела от поступления этого нуклида с гидротехнических сооружений верховья, а определялась, в основном, величиной текущего запаса ⁹⁰Sr в заболоченной части верховья реки (Асановские болота).

2. Начиная с середины 90-х годов, запас ⁹⁰Sr в заболоченных верховьях р. Теча снизился до такого уровня (около 700 Ки на конец 1997 г.) при котором, с учетом сорбционных свойств заболоченных участков верховья реки и сложившегося темпа поступления ⁹⁰Sr через гидротехнические сооружения (20-50 Ки/год), наблюдается устойчивая тенденция к стабилизации (или даже росту) запаса указанного радионуклида.

Таблица 3

**Основные составляющие баланса ⁹⁰Sr
в речной системе р. Теча за период 1989-2003 гг.
на участке от створа плотины П-11
до с. Муслюмово: A_j , $R_{d,j}$, $R_{L,j}$ (расчетные данные)**

Год	Текущий запас активности ⁹⁰ Sr на конец года A_j , Ки	Распад ⁹⁰ Sr $R_{d,j}$, Ки/год	Сток ⁹⁰ Sr в створе с. Муслюмово $R_{L,j}$, Ки/год
1989	1145,0	28,3	46,7
1990	1065,7	26,7	87,5
1991	1005,0	25,0	50,1
1992	937,9	23,5	57,1
1993	852,7	21,6	90,2
1994	769,7	19,6	84,3
1995	736,9	18,2	32,2
1996	716,2	17,5	14,5
1997	704,3	17,2	17,9
1998	688,6	16,8	16,9
1999	658,1	16,3	43,6
2000	591,8	15,1	74,2
2001	578,1	14,1	58,3
2002	554,0	13,7	75,8
2003	543,1	13,2	47,4
1989 – 2003	–	286,8	796,7

Таблица 4

**Суммарный водный сток и суммарный сток ^{90}Sr
в верховье реки через ГТС (ЛБК, ПБК, фильтрат П-11)
и в створе с. Муслюмово за период 1987–2003 годы
(экспериментальные данные)**

Год	Общее поступление с ГТС		р. Теча (с. Муслюмово)		Отношение (2)/(1)
	Расход, млн. м ³ /год	Сток ^{90}Sr , Ки/год (1)	Расход, млн. м ³ /год	Сток ^{90}Sr , Ки/год (2)	
1987	97,7	16,7	164,0	87,4	5,2
1988	60,9	14,2	107,0	48,4	3,4
1989	62,7	20,0	99,6	53,5	2,7
1990	155,0	34,9	198,0*	88,6	2,5
1991	87,3	14,3	121,0*	50,9	3,6
1992	110,0	13,5	147,0*	57,9	4,3
1993	202,0	26,5	252,0*	90,5	3,4
1994	209,0	20,9	260,0*	84,8	4,1
1995	65,7	17,6	107,0	30,1	1,7
1996	29,7	11,3	49,9	18,3	1,6
1997	44,5	23,2	63,1	18,4	0,8
1998	35,6	18,0	60,5	21,7	1,2
1999	188,0	29,4	162,0	33,7	1,2
2000	259,0	22,9	297,0	35,3	1,5
2001	235,0	58,6	249,0	68,8	1,2
2002	259,1	65,4	335,0*	94,2	1,4
2003	166,3	49,8	216,2*	61,4	1,2
1989 – 2003	2108,9	426,3	2617,3	808,1	–

* расчетные значения (расход воды не измерялся)

лида в верховье р. Теча (см. табл. 3). Уровень стабилизации (значение запаса ^{90}Sr в заболоченных верховьях реки) прямо пропорционален годовому поступлению этого радионуклида через гидротехнические сооружения и (в первом приближении) обратно пропорционален годовому водному стоку.

3. «Режим стабилизации» характеризуется условием, при котором поступление ^{90}Sr в речную систему (с гидротехнических сооружений) полностью компенсируется процессами радиоактивного распада и вымывания этого радионуклида, а радиоактивный сток остается постоянным по всей длине реки (см. табл. 4).

Долевое соотношение между указанными процессами вывода стронция из загрязненной поймы (в «режиме стабилизации») определяется только значением среднегодового водного стока для средней части реки (створ с. Муслюмово). При «режиме стабилизации» доля радиоактивного распада в общей убыли ^{90}Sr (или, что то же самое, в поступлении) может изменяться от ~90%, при водном стоке 10 млн.м³/год до ~20%, при 250 млн.м³/год (50% при стоке 60 млн.м³/год).

4. Экспериментальные данные о радиационном стоке ^{90}Sr в створе с. Муслюмово (см. табл. 4) в целом хорошо, в пределах экспериментальной погрешности (~30%), совпадают с соответствующими расчетными значениями (см. табл. 3). Хорошее совпадение экспериментальных и расчетных данных подтверждает корректность созданной ранее прогностической модели и результатов прогнозных оценок стока ^{90}Sr с водами р. Теча [3, 5].

5. При проведении в будущем прогнозных расчетов стока ^{90}Sr необходимо использовать уточненные параметры источника фильтрационного поступления ^{90}Sr из водоемов ТКВ в ПБК [7] и ЛБК [8].

6. По данным штатной системы мониторинга ПО «Маяк», всего за последние 15 лет (1989-2003 гг.) через створ с. Муслюмово прошло ~808 Ки ^{90}Sr , что хорошо совпадает с соответствующими результатами расчета – 797 Ки (см. табл. 3). Хорошее совпадение расчетных и экспериментальных данных позволяет утверждать, что не существует других значимых источников поступления ^{90}Sr в речную систему р. Теча (кроме контролируемых фильтрационных источников поступления ^{90}Sr из ТКВ в воды ЛБК и ПБК).

Следует отметить, что в пределах одного календарного года (когда мощность фильтрационного источника можно считать практически постоянной) удельная активность воды р. Теча в створе с. Муслюмово может изменяться (в зависимости от сезонного расхода воды в реке Q) от 1-2 Бк/л (в паводок при $Q \geq 20 \text{ м}^3/\text{с}$) до 30-40 Бк/л (в межень при $Q \approx 1 \text{ м}^3/\text{с}$).

Литература

1. Садовников В.И., Глаголенко Ю.В., Дрожко Е.Г., Мокров Ю.Г., Стукалов П.М. Современное состояние и пути решения проблем Теченского каскада водоемов // Вопросы радиационной безопасности. – 2002. – № 1. – С. 3-14.
2. Мокров Ю.Г. Прогноз переноса стронция-90 с водами р. Теча. Часть I// Вопросы радиационной безопасности. – 1996. – № 1. – С. 20-27.
3. Мокров Ю.Г. Прогноз переноса стронция-90 с водами р. Теча. Часть II// Вопросы радиационной безопасности. – 1996. – № 2. – С. 28-34.
4. Колесов И.А. Изучение самоочищения рек, загрязненных долгоживущими радиоактивными изотопами : Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук// Институт прикладной геофизики. – М., 1968. – 226 с.
5. Мокров Ю.Г. Прогноз стока радионуклидов с водами р. Теча в створе пос. Муслюмово на период до 2030 г. / В сб. информационных материалов IV Южно-Уральских общественных слушаний (с. Кунашак, 6 октября 1999 г.). – Кунашак, 1999. – С. 60-76.
6. Шаралапов В.И., Голощапов П.В. и др. Выявление источников формирования выноса радионуклидов в р. Теча: Предварительное заключение// ПО «Маяк», ФИБ-4. – Челябинск, 1991.
7. Мокров Ю.Г., Антонова Т.А. Оценка параметров источника фильтрационного поступления стронция-90 из Теченского каскада водоемов в правобережный канал// Вопросы радиационной безопасности. – 2000. – № 4. – С. 17-30.
8. Мокров Ю.Г., Антонова Т.А., Антропова Е.В. Оценка параметров источника фильтрационного поступления стронция-90 из Теченского каскада водоемов в левобережный канал// Вестник естественных наук. – 2004 (в печати).

Поступила в редакцию 29.11.2004

ДЕЗАКТИВИРУЮЩИЕ ПОЛИМЕРНЫЕ ПОКРЫТИЯ НА ОСНОВЕ БУТИЛАКРИЛАТНЫХ ЛАТЕКСОВ

М.А. Тулешова, В.К. Милинчук

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



В статье приведены результаты исследования формирования и поверхностных свойств дезактивирующих полимерных покрытий на основе бутилакрилатных латексов на моделирующих твердых подложках – сталь 3, нержавеющая сталь, гетинакс, полиметилметакрилат (ПММА). Установлено, что время формирования пленок зависит от минимальной температуры пленкообразования. Поверхностные напряжения латексных пленок лежат в интервале от 32 до 43 мДж/м², твердых подложек – от 37–46 мДж/м². Доля полярной компоненты поверхностного напряжения у всех полимерных пленок приблизительно одинакова и составляет ~ 70%; у твердых подложек отличается в 3–4 раза. Величины работы адгезии составляют 88–104 мДж/м², величины когезии лежат в интервале от 64 до 86 мДж/м². Способность адсорбировать загрязнения у всех латексных пленок примерно одинакова. Оценивается перспективность применения этого типа латексов в качестве дезактивирующих покрытий для ЯЭУ.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время наиболее широко используются «жидкостные» методы дезактивации ядерных энергетических установок (ЯЭУ), которые обладают рядом серьезных недостатков, в частности, большим количеством жидких радиоактивных отходов (ЖРО), переработка которых весьма энергозатратна и дорогостоящая. Кроме того, при проведении жидкостной дезактивации возможно возникновение коррозии конструкционных материалов.

Поэтому все большее внимание уделяется изучению методов дезактивации, которые позволяют уменьшить количество ЖРО, например, обработке пеной и перегретым паром; пароэмulsionному способу, дезактивации гелями, эмульсиями, пастами [1]. Одним из перспективных методов химической дезактивации может быть использование удаляемых с твердых поверхностей дезактивирующих полимерных покрытий [2, 3]. Растворы, содержащие полимерные латексы, наносятся на дезактивируемую поверхность различными средствами. После затвердевания образовавшиеся пленки с включенными в них загрязнениями механически удаляются с поверхности. Преимущества подобного метода: образование только твердых радиоактивных органических отходов в небольших количествах; исключение диспергирования радиоактивности; эффективная дезактивирующая способность; снижение трудозатрат; применение стандартных методов нанесения полимерных композиций на поверхности сложных форм.

© М.А. Тулешова, В.К. Милинчук, 2004

Одними из перспективных дезактивирующих покрытий являются съемные полимерные покрытия, получаемые из растворов латексов, которые легко наносятся на поверхность, а образующиеся из них полимерные пленки достаточно легко удаляются с твердых поверхностей. Коэффициенты очистки такими полимерными пленками, определяемые как отношение исходного уровня к конечному уровню радиоактивного загрязнения, составляют для нержавеющей стали 40–50, а для поливинилхлоридного пластика 20–25 [4]. Целью настоящей работы является подбор таких латексов, полимерные пленки которых можно было бы использовать в качестве эффективного дезактивирующего покрытия. Критерии при выборе латекса – его производство в промышленном масштабе, невысокая стоимость, а также технически нетрудоемкое нанесение латекса на дезактивируемую поверхность и достаточно простое удаление полимерного покрытия с твердой подложки.

Возможность использования латекса в качестве дезактивирующего материала определяется, прежде всего, характером физико-химического взаимодействия латексной пленки и твердой подложки. Поэтому на данном этапе работы основное внимание было уделено исследованию степени смачиваемости латексом поверхности твердых подложек (металлических и органических), а также таких поверхностных свойств латексных полимерных пленок и твердых подложек, как поверхностное натяжение, работы адгезии и когезии.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

В качестве объекта исследования были взяты образцы водоразбавляемых латексов, которые синтезируются и производятся в промышленных объемах в филиале НИФХИ им. Л. Я. Карпова (г. Обнинск).

В работе исследовались бутилакрилатные латексы, представляющие собой статистические сополимеры бутилакрилата (~ 50%), акрилонитрила (~ 5–45%) и метакриловой кислоты (~ 2–5%), полученные методом эмульсионной сополимеризации мономеров и радиационного сшивания полимера в латексной форме. Объектами исследований служили латексы трех типов: БАК 2Э (массовая доля сухого вещества 40%, минимальная температура пленкообразования (МТП) 5°C); БАК Ш (48% дисперсной фазы, МТП 0°C); БАК Р (40% дисперсной фазы, МТП (15–20)°C). Полимерные пленки формировали методом налива латекса объемом ~0.8 мл на твердые подложки площадью ~10 см² и выдержке на воздухе при комнатной температуре до достижения постоянной массы образца. О скорости формирования пленок судили по потере массы образцов, обусловленной испарением из них воды. Кинетику формирования латексной пленки определяли гравиметрическим методом по зависимости массы образца от времени. Массу образцов измеряли на аналитических весах ВЛ-200 2-го класса точности. Время формирования пленки определяется временем, за которое масса пленки достигает постоянной величины.

В качестве твердых подложек были взяты образцы стали 3 и нержавеющей стали 12Х18Н10Т толщиной 3–5 мм, гетинакса и полиметилметакрилата (ПММА) толщиной 5–10 мм.

Краевой угол смачивания жидкостью подложки θ измеряли методом лежачей капли [5]. Поверхностные напряжения латексов, полимерных пленок, твердых подложек определяли по методике, описанной в [6].

Величина работы адгезии определялась по закону Юнга [7]

$$W_A = \gamma_{жг} (1 + \cos \theta), \quad (1)$$

где $\gamma_{жг}$ – поверхностное напряжение на границе жидкость–газ; θ – краевой угол смачивания.

Величина работы когезии равна

$$W_K = 2 \gamma_{\text{тр}}, \quad (2)$$

где $\gamma_{\text{тр}}$ – поверхностное натяжение на границе твердое тело–газ.

Предполагается, что эффективность удаления загрязнений с твердой подложки зависит от степени смачиваемости поверхности латексом. Критерием способности жидкости смачивать поверхность твердого тела является величина

$$B = \cos \theta, \quad (3)$$

где θ – краевой угол смачивания жидкостью поверхности.

Толщину полимерных пленок, образующихся после испарения воды из латексов, определяли микрометром Ш-1763. Под минимальной толщиной пленки подразумевается та наименьшая ее толщина, при которой пленка без разрушения полностью удаляется с поверхности твердой подложки методом механического отслаивания.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Рассмотрим процесс формирования пленок из латексов на различных твердых подложках. Типичные кинетические кривые формирования латексных пленок на металлических и органических подложках имеют вид, представленный на рис. 1.

Значения времен формирования латексной пленки на различных типах подложек приведены в табл. 1. Видно, что пленка из латекса марки БАК Ш формируется быстрее, чем из латексов марки БАК 2Э и марки БАК Р. Медленнее всего пленка формируется из латекса марки БАК Р. МТП принимается за основной критерий пленкообразования из латексов [8]. Латекс марки БАК Ш характеризуется наименьшей величиной МТП (0°C) по сравнению с латексами БАК 2Э (5°C) и БАК Р ($15\text{--}20^{\circ}\text{C}$). Видно, что время формирования пленки уменьшается с уменьшением МТП. Чем меньше МТП, тем больше степень деформации частиц и меньше время формирования пленки.

Таблица 1

Время формирования полимерных пленок из бутилакрилатных латексов в зависимости от типа твердой подложки

Материал подложки	Время формирования пленки, мин ²		
	БАК Ш	БАК 2Э	БАК Р
Сталь 3	100	110	120
Нержавеющая сталь	130	140	170
ПММА	120	140	170
Гетинакс	135	160	175

Экспериментально установлено, что минимальная толщина пленки для механического снятия ее без разрушения с поверхности подложки составляет для латекса марки БАК Ш – не менее 34 мкм, а для полимерных пленок из латексов марок БАК 2Э и БАК Р – не менее 17 мкм.

Поверхностное натяжение на границе латекс–газ для латекса марки БАК Ш (61.0 мДж/м²), как видно из табл. 2, больше, чем для латексов марки БАК 2Э (57.8 мДж/м²) и БАК Р (54.1 мДж/м²). Латекс марки БАК Ш также обладает наибольшей величиной полярной составляющей поверхностного натяжения.

Значения величин поверхностного натяжения, его полярной и дисперсионной компоненты твердых подложек и латексных пленок приведены в табл. 3. Видно, что по-

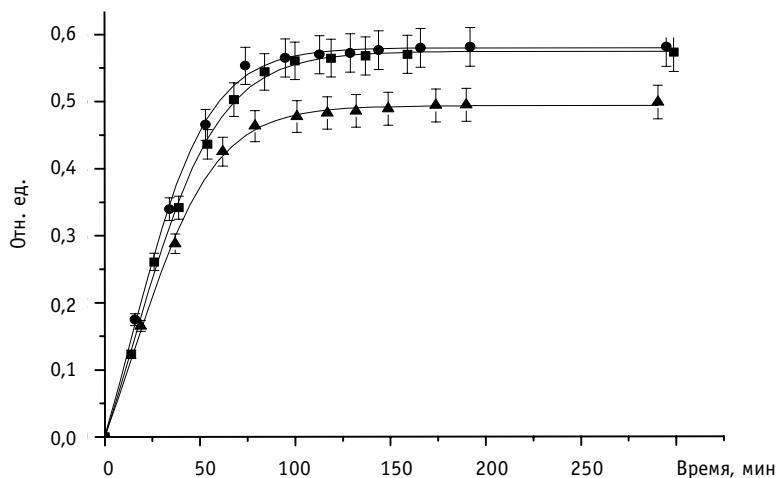


Рис.1. Типичные кривые потери влаги из образцов бутилакрилатных латексов при формировании полимерных пленок при комнатной температуре на воздухе на подложке из стали 3 в зависимости от времени: ■ БАК Р; ● БАК 2Э; ▲ БАК Ш

верхностные натяжения подложек различаются на ~ 20% и лежат в интервале от 37 (сталь 3) до ~45 мДж/м² (нержавеющая сталь, гетинакс). У полимерных пленок поверхностные натяжения лежат в диапазоне от 32 до 43 мДж/м², т. е. они несколько меньше, чем у твердых подложек, и в зависимости от марки латекса, отличаются на 20–35%.

Основной вклад в величину поверхностного натяжения полимерных пленок вносит полярная компонента (до 70–75%). Наименьшей величиной полярной компоненты поверхностного натяжения обладает сталь 3 ~20%, у нержавеющей стали ~60%, гетинакса ~80%, ПММА ~85%. Таким образом, в отличие от полимерных пленок, полярные компоненты у твердых подложек существенно различаются. Наименьшим поверхностным натяжением и наименьшей полярностью обладает сталь 3. Различие в величинах поверхностных натяжений полимерных пленок и твердых подложек лежит в пределах ~10–15%.

Смачиваемость стали 3 бутилакрилатными латексами, как видно из табл. 2, хуже по сравнению с нержавеющей сталью и органическими материалами. Из анализа данных о поверхностном натяжении подложек на границе твердое тело–газ (табл. 3) и смачиваемости материалов подложек латексами (табл. 2) следует, что с увеличе-

Таблица 2

Поверхностные натяжения на границе латекс–воздух $\gamma_{жg}$, его полярная $\gamma_{жg}^P$ и дисперсионная $\gamma_{жg}^d$ компоненты бутилакрилатных латексов. Смачиваемость В твердых подложек бутилакрилатными латексами

Величина	Марка латекса		
	БАК Ш	БАК 2Э	БАК Р
$\gamma_{жg}/\gamma_{жg}^P/\gamma_{жg}^d$, мДж/м ²	61.0/39.4/21.6	57.8/36.9/20.9	54.1/36.0/19.0
Материал подложки	Смачиваемость В		
сталь 3	0.57	0.60	0.64
нерж. ст.	0.67	0.71	0.75
ПММА	0.60	0.71	0.70
гетинакс	0.69	0.71	0.76

Таблица 3

Поверхностные натяжения подложек и латексных пленок на границе твердое тело-воздух γ_{tg} , его полярная γ_{tg}^P и дисперсионная γ_{tg}^d компоненты

Величина	Материал подложки				Марка латекса		
	сталь 3	нерж. ст.	ПММА	гетинакс	БАК Ш	БАК 2Э	БАК Р
γ_{tg} , мДж/м ²	37.4	43.5	41.2	45.7	32.0	38.8	42.9
γ_{tg}^P , мДж/м ²	8.4	27.0	35.0	37.0	22.2	29.4	30.8
γ_{tg}^d , мДж/м ²	29.0	16.4	6.2	8.7	9.8	9.4	12.1

нием поверхностного натяжения подложки повышается смачиваемость последней латексами. Между полярной составляющей поверхностного натяжения подложек на границе твердое тело–газ и смачиваемостью подложек латексами такая зависимость не наблюдается. Таким образом, наименьшая величина поверхностного натяжения подложки из стали 3 обуславливает ее худшую смачиваемость по сравнению с нержавеющей сталью и органическими подложками.

Латекс марки БАК Ш смачивает поверхности подложек в меньшей степени по сравнению с латексами марки БАК 2Э и БАК Р. Между поверхностными натяжениями латексов на границе жидкость–газ и смачиваемостью подложек (табл. 2) также наблюдается следующая зависимость: чем меньше поверхностное натяжение латекса, тем лучше он смачивает поверхность подложки. Таким образом, наибольшая величина поверхностного натяжения латекса марки БАК Ш обуславливает его относительно низкую способность смачивать поверхности подложек по сравнению с латексами марки БАК 2Э и БАК Р.

Величины работ адгезии и когезии бутилакрилатных латексов на твердых подложках приведены в табл. 4. Наибольшей работой адгезии обладают композиции, состоящие из полимера латекса марки БАК Ш и твердых подложек (96.0–103.3 мДж/м²), наименьшей – из полимера латекса марки БАК Р (88.5–95.2 мДж/м²). Полимер из латекса марки БАК Ш обладает наименьшей когезионной прочностью (64.0 мДж/м²), а БАК Р – наибольшей (85.8 мДж/м²).

С точки зрения удобства удаления полимерной пленки с поверхности подложки, наибольший интерес представляет соотношение работы когезии и адгезии. Из табл. 4 видно, что эти соотношения наибольшие для композиций сталь 3 – полимеры из латексов БАК Ш, БАК 2Э и БАК Р (~ 0.67–0.97); наименьшие для твердых подложек и

Таблица 4

Работа адгезии W_A , работа когезии W_K пленок, сформированных из бутилакрилатных латексов, и их отношение

Материал подложки	Марка латекса					
	БАК Ш	БАК 2Э	БАК Р	БАК Ш	БАК 2Э	БАК Р
	Работа адгезии W_A , мДж/м ²			W_K / W_A		
сталь 3	69.4	76.2	80.3	0.92	1.02	1.07
нерж. ст.	75.5	82.3	86.4	0.85	0.94	0.99
ПММА	73.2	80.0	84.1	0.87	0.97	1.02
гетинакс	77.7	84.5	88.6	0.82	0.92	0.97
Работа когезии W_K , мДж/м ²	64.0	77.6	85.8	-	-	-

полимера из латекса марки БАК Ш (~ 0.62–0.67). Легче всего с твердой подложки удаляются полимерные пленки, характеризующиеся наибольшей величиной отношения работы когезии к работе адгезии. Это отношение наибольшее для пленок, сформированных из латексов марки БАК Р и БАК 29. Легче всего полимерная пленка удаляется со стали 3, а最难的是与钢的粘附力。对于聚丙烯酸盐乳胶，其粘附力比聚丙烯酸盐乳胶低。

Предварительные эксперименты по очистке подложки из стали 3 от продуктов коррозии показали, что полимерные пленки на основе бутилакрилатных латексов при однократном применении снижают начальное загрязнение поверхности подложки в 1.5–2 раза, при повторном применении – в 2–3.5 раза. Наибольшая степень очистки достигается в случае использования пленок из латекса марки БАК Р, наименьшая – из латекса марки БАК Ш. Между величиной коэффициента очистки поверхностей от загрязнений и смачиваемостью подложек наблюдается следующая зависимость – с увеличением степени смачиваемости подложки латексами коэффициент очистки полимером подложки возрастает.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предварительные результаты исследований полимерных покрытий на основе водоразбавляемых бутилакрилатных латексов показали перспективность их применения в качестве дезактивирующих покрытий для оборудования и помещений ЯЭУ. В дальнейшем с целью определения наиболее технически эффективных и приемлемых по стоимости полимерных покрытий для возможного применения в качестве дезактивирующих и защитных покрытий предполагается провести поиск и исследования других типов латексов. Также будут проведены исследования радиационной стойкости полимерных пленок из латексов, в значительной степени определяющей их работоспособность в радиационных полях ЯЭУ.

Авторы выражают благодарность сотрудникам филиала НИФХИ им. Л.Я. Карпова к.х.н. В.Р. Дуфлоту и к.х.н. В.В. Поликарпову за предоставленные образцы бутилакрилатных латексов и полезные обсуждения.

Литература

1. Decontamination of nuclear facilities to permit operation, inspection, maintenance, modification on plant decommissioning. – Vienna: IAEA, 1985. (Technical reports, series № 249).
2. ГОСТ 4.54-79. Покрытия полимерные защитные изолирующие, дезактивирующие и аккумулирующие.
3. ГОСТ 19465-74. Покрытия полимерные защитные для улучшения радиационной обстановки.
4. Лебедева Н. Н., Шитов В. С., Гусакова Н. С., Царев О. П. Латексный состав для дезактивации радиоактивных загрязнений на атомных электростанциях// Лакокрасочные материалы и их применение. – 1982. – № 6. – С. 13.
5. Wu S. Polymer Interfaces and Adhesion. New York Marcel Dekker. – 1982. – P. 318.
6. Гильман А.Б., Венгерская Л.Э., Григорьева Г.А., Потапов В.К.//Химия высоких энергий. – 1999. – Т. 33. – № 6. – С. 467.
7. Амбрамзон А.А., Щукин Е.Д. Справочник «Поверхностные явления и поверхностью – активные вещества». – Л.: Химия, 1984.
8. Vries A. de, Dalitz V. //Rubb. Chem. Technol. – 1954. – V. 37. – P. 41, 1047.
9. Зубов П.И., Сухарева Л.А. Структура и свойства полимерных покрытий. – М.: Химия, 1982. – 256 с.

Поступила в редакцию 19.02.2004

ОЦЕНЕННЫЕ ТРАНСПОРТНЫЕ ФАЙЛЫ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕНОСА ЧАСТИЦ В МАТЕРИАЛАХ, ОБЛУЧАЕМЫХ НЕЙТРОНАМИ С ЭНЕРГИЕЙ ДО 150 МэВ

А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Станковский,

А.А. Андрианов

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



Создана новая библиотека, которая включает в себя нейтронные файлы оцененных ядерных данных для исследования переноса частиц в материалах, облучаемых нейtronами – «Transport Evaluated Files, TREF». Файлы, входящие в библиотеку, включают также данные необходимые для расчета основных нейтронно-физических характеристик ядерно-физических установок. Файлы представлены для 242 нуклидов и природных соединений с $Z = 8 - 82$ в энергетическом диапазоне первичных нейтронов от 10^{-5} эВ до 150 МэВ. Ниже 20 МэВ данные взяты из международных библиотек ENDF/B-VI (Revision 8), JENDL-3.3 и JEFF-3.0. Оценка энергетических и угловых распределений выхода частиц для энергий выше 20 МэВ проводилась с использованием программы ALICE/ASH и анализа доступных экспериментальных данных. Файлы записаны в формате ENDF-6.

ВВЕДЕНИЕ

Потребность в ядерных данных, в первую очередь, определяется целями, для которых они будут служить в дальнейшем. Развитие атомной энергетики и ее топливного цикла связано с разработкой инновационных реакторных установок [1]. Одним из типов таких инновационных установок являются ADS-системы (Accelerator-Driven System), управляемые внешним потоком высокогенергетических заряженных частиц (в основном протонов), которые, попадая в «тяжелую» мишень, в результате реакций глубокого расщепления образуют множество вторичных частиц и легких ядер, в том числе значительное количество нейтронов, необходимых для управления работой подkritического реактора. Использование ADS-систем в будущем имеет широкое применение и предполагает в том числе трансмутацию радиоактивных отходов (РАО), включая минорные актиниды, сжигание плутония с целью его нераспространения, производство нейтронов для промышленного использования, а также различные другие пути использования [2].

Создание установок с энергетическим спектром частиц, значительно перекрывающим реакторный диапазон (до 20 МэВ), включая ADS-установки, требует расчета их

© А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Станковский, А.А. Андрианов, 2004

физических характеристик. Для расчета интегральных характеристик, таких как эффективный коэффициент размножения, эффекты реактивности, в большинстве случаев оказывается достаточным ядерных данных в области энергий до 20 МэВ. Но для моделирования переноса нейтронов и протонов и расчетов выхода частиц, накопления продуктов глубокого расщепления, энерговыделений, радиационных повреждений материалов и многих других подобных задач, в которых приходится рассматривать отдельные элементы установок, необходимы достоверные оцененные ядерные данные в более широком энергетическом диапазоне – от нескольких килоэлектронвольт до нескольких гигаэлектронвольт.

ПОТРЕБНОСТИ В ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ

В настоящее время ADS-системы рассматриваются, в основном, как установки для трансмутации минорных актинидов и долгоживущих продуктов деления. И несмотря на то, что до сих пор не решен вопрос об эффективности использования ADS-установок для задач трансмутации в сравнении с геологическими захоронениями, в последнее время начали появляться библиотеки и отдельные файлы оцененных ядерных данных в диапазоне до 150 МэВ для расчета таких систем.

На сегодняшний день существуют следующие основные международные проекты по созданию библиотек оцененных ядерных данных для расчета реакторных установок:

- ENDF/B (Evaluated Nuclear Reaction Cross Section Libraries, США).
- JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Япония).
- JEFF (Western European Joint Evaluated Fission and Fusion File, Европейский Союз).
- BROND (Библиотека рекомендованных оцененных данных, Россия).
- CENDL (Chinese Evaluated Nuclear Data Library, Китай).

Кроме этого, в различных странах проводятся работы по оценке ядерных данных, но, как правило, создаваемые файлы и библиотеки включены в перечисленные выше проекты.

Библиотеки представляют собой набор файлов оцененных ядерных данных, описанных в установленном формате. Наиболее универсальным и используемым форматом на сегодняшний день является формат ENDF-6.

Представленные выше библиотеки включают в себя различные файлы оцененных ядерных данных в энергетическом диапазоне до 20 МэВ. Библиотеки ENDF/B-VI (выпуск 8) и JENDL/HE содержат нейтронные и протонные файлы до 150 МэВ и 3 ГэВ соответственно.

К сожалению, существующие библиотеки не в полном объеме удовлетворяют современным потребностям в оцененных ядерных данных для расчета и создания установок, работающих на основе высокозергетических частиц, включая ADS-установки. Библиотека ENDF/B-VI включает в себя нейтронные и протонные файлы оцененных ядерных данных для 329 нуклидов, и только для 57 из этих нуклидов проведены оценки до 30 МэВ или 150 МэВ. А в библиотеке JENDL/HE представлены файлы только для 66 нуклидов.

Для расчета ADS-систем необходим более широкий спектр ядерных данных. В этой связи актуальной задачей является продолжение работ, связанных с расширением существующих нейтронных и протонных файлов оцененных ядерных данных до 150 МэВ.

СТРУКТУРА БИБЛИОТЕКИ «TREF»

В качестве попытки решения проблемы недостатка ядерных данных для расчета инновационных систем, авторами была создана библиотека нейтронных данных, со-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

держащая оцененные данные для широкого диапазона стабильных нуклидов с $Z = 8 - 82$ и $A = 17 - 204$ в энергетическом диапазоне 0 – 150 МэВ. В файлы, входящие в библиотеку, включена информация для 242 нуклидов и природных соединений 68 химических элементов.

Нейтронные файлы библиотеки «TREF» включают в себя данные о полных сечениях реакций, сечениях упругого и неупрого рассеяния, сечениях образования нуклонов и составных частиц, сечениях радиационного захвата, угловых и энергетических распределениях вторичных нейтронов, протонов, дейtronов, тритонов, ^3He , α -частиц и гамма-квантов.

Полученные авторами ядерные данные в области энергий первичных нейтронов выше 20 МэВ были согласованы с оцененными данными из библиотек ENDF/B-VI (версия 8), JENDL-3.3 и JEFF-3.0. Информация о библиотеках – источниках ядерных данных в энергетическом диапазоне до 20 МэВ, вошедших в файлы библиотеки «TREF», представлена в табл. 1.

Таблица 1

Список вошедших в библиотеку «TREF» нуклидов, для которых данные при энергиях нейтронов ниже 20 МэВ взяты из международных библиотек оцененных ядерных данных

Библиотека	Нуклиды
JENDL-3.3	^{70}Ge ; $^{130,132}\text{Ba}$; ^{138}La ; $^{162,164,168,170}\text{Er}$; $^{196,198,199,200,201,202,204}\text{Hg}$; ^{204}Pb
JEFF-3.0	$^{36,38,40}\text{Ar}$, ^{nat}Zn , ^{nat}Os , ^{nat}Pt , ^{nat}Tl
ENDF/B-VI (Release 8)	Остальные 219 нуклидов и природных соединений.

МЕТОДЫ РАСЧЕТА СЕЧЕНИЙ

Полные сечения реакций и сечения упругого и неупрого рассеяния

Полные сечения реакций, дифференциальные сечения упругого и неупрого рассеяния, угловые распределения вторичных нейтронов при энергиях первичных нейтронов выше 20 МэВ были рассчитаны по оптической модели с использованием программы ECIS [3]. Для большинства нуклидов расчеты проводились с использованием оптического потенциала из работы [4]. Пример расчета полных сечений взаимодействий нейтронов с ядрами ^{55}Mn и ^{127}I , проведенного с применением различных оптических потенциалов из работ [4-9] представлен на рис. 1; видно, что сечения, рассчитанные с использованием потенциала [4], лучше согласуются с результатами экспериментальных работ [10-12].

Использование потенциалов [4] дает хорошее согласие с экспериментальными данными для большинства ядер с $Z > 12$. Для описания поведения сечений в области более легких ядер (^{17}O , ^{19}F , ^{23}Na , ^{nat}Mg) в энергетическом диапазоне:

- 20–50 МэВ использовались функции, определяемые потенциалами [6] и [4],
- 50–150 МэВ – [6], [4],

а также экспериментальные данные из библиотеки EXFOR. Сечения упругого рассеяния нейтронов на ядрах ^{nat}Mg и ^{19}F , полученные с использованием различных потенциалов [4-6] в области 20–150 МэВ, приведены на рис. 2. Результаты расчета для ^{19}F полного сечения реакций и сечения упругого рассеяния налетающих нейтронов, полученных с использованием различных ядерных оптических потенциалов и результат их согласования, представлены на рис. 3.

Полное сечение взаимодействий, мбн

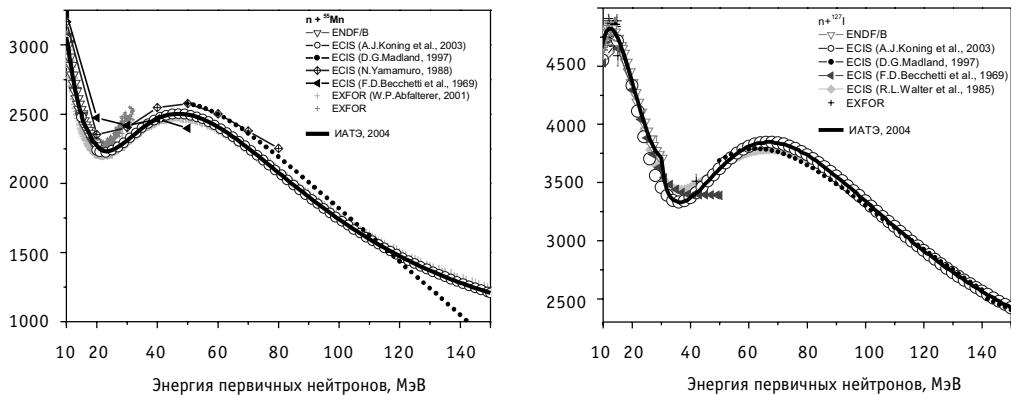


Рис. 1. Полные сечения взаимодействий нейтронов с ядрами ^{55}Mn и ^{127}I (расчеты выполнены с использованием программы ECIS [3] на основе различных оптических потенциалов [4-9]; экспериментальные данные взяты из работ [10-12])

Сечение упругого рассеяния, мбн

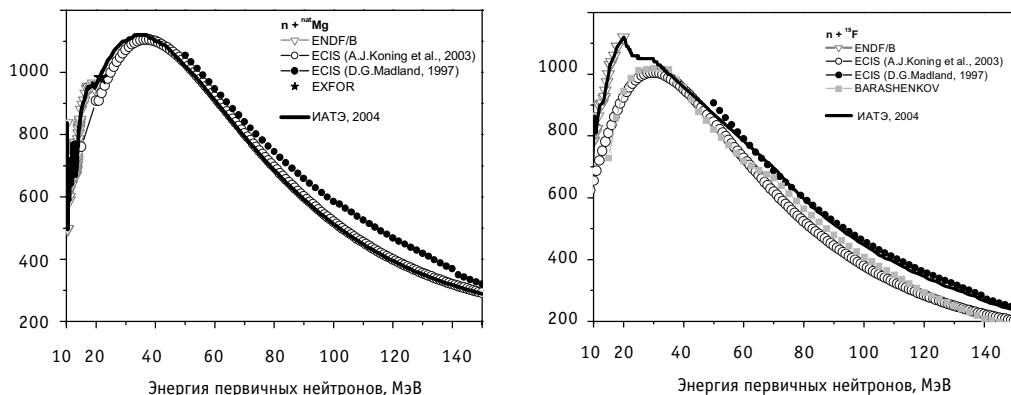


Рис. 2. Сечение упругого рассеяния нейтронов на ядрах ^{nat}Mg и ^{19}F (параметры оптических потенциалов взяты из работ [4, 5], экспериментальные данные – из работы [13])

Сечения, мбн

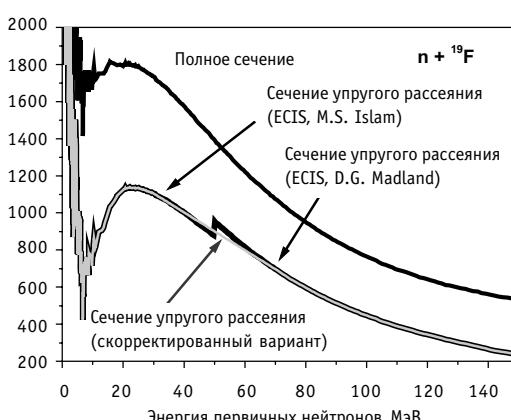
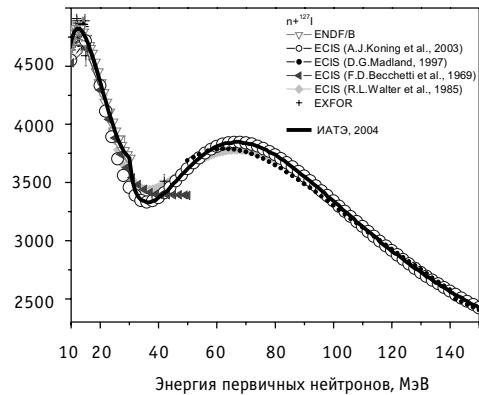
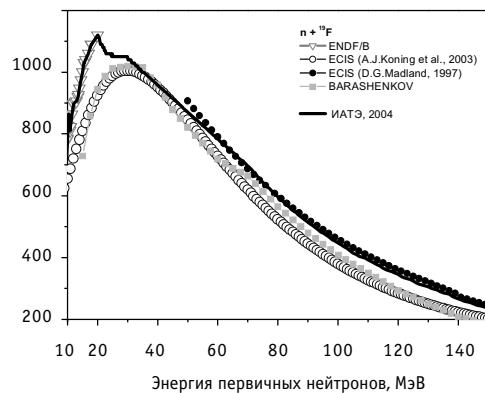


Рис. 3. Полное сечение взаимодействий и сечение упругого рассеяния нейтронов на ядре ^{19}F . Скачок в районе 50 МэВ, вызванный использованием различных потенциалов [5, 6], сглаживался методом линейной интерполяции

Полное сечение взаимодействий, мбн



Сечение упругого рассеяния, мбн



Спектры испускаемых частиц

Оценка дважды дифференциальных сечений выхода частиц (n , p , d , t , ^3He , α) и γ -квантов проводилась с использованием программы ALICE/ASH [14] и анализа доступных экспериментальных данных.

Программа ALICE/ASH представляет собой модифицированную версию программы ALICE [15-19]. Основные изменения затронули алгоритмы описания испускания составных частиц (d , t , ^3He , α), быстрых γ -квантов и вычисления плотностей ядерных уровней.

Для вычисления предравновесных спектров выхода нуклонов (n , p) ис-

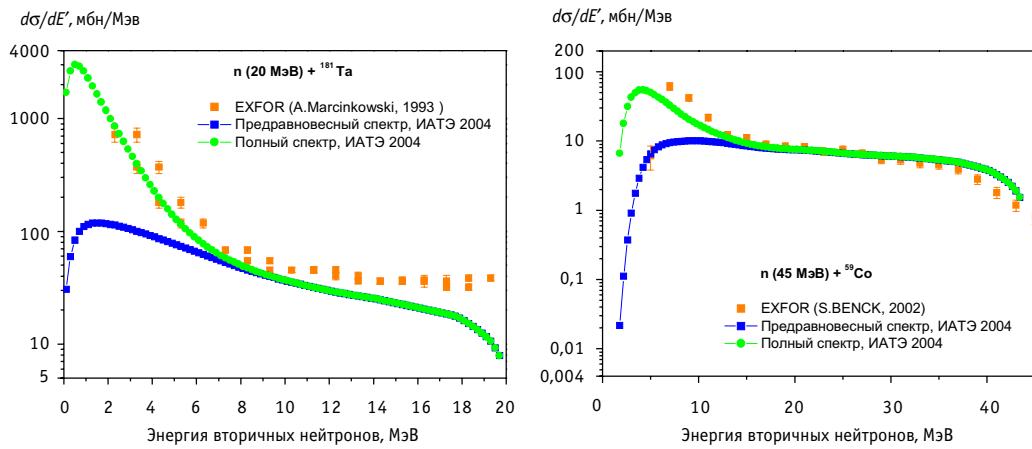


Рис. 4. Энергетические распределения выхода вторичных нейтронов и протонов при взаимодействии нейтронов с ядрами ${}^{181}\text{Ta}$ и ${}^{59}\text{Co}$ (расчеты выполнены с использованием программы ALICE/ASH [14]; экспериментальные данные взяты из работ [23, 24])

пользовалась гибридная экситонная модель, зависящая от геометрии [15]. Плотности экситонных состояний вычислялись с использованием формулы Эрикссона-Струтинского [20-21]. Плотность экситонных состояний с тремя экситонами рассчитывалась с учетом конечной глубины потенциальной ямы [22].

Результаты расчета спектров выхода нуклонов для реакций (n, p) и (n, n') , выполненные с использованием программы ALICE/ASH, представлены на рис. 4.

Выход α -частиц рассчитывался в рамках коалесцентной модели с учетом подхвата частиц [25], объединенной с гибридной экситонной моделью [26,27]. Для расчета спектров выходов дейtronов, тритонов и ${}^3\text{He}$ использовалась модель [28]. Вклад прямого канала в спектр выхода дейtronов оценивался с использованием феноменологического подхода [29]. В качестве примера на рис. 5 представлены экспериментальные данные и результаты расчета спектра выхода α -частиц и дейtronов при взаимодействии нейтронов с энергией 45 МэВ с ядром ${}^{59}\text{Co}$.

Для расчета энергетических распределений предравновесных γ -квантов использовался подход, изложенный в [31, 32].

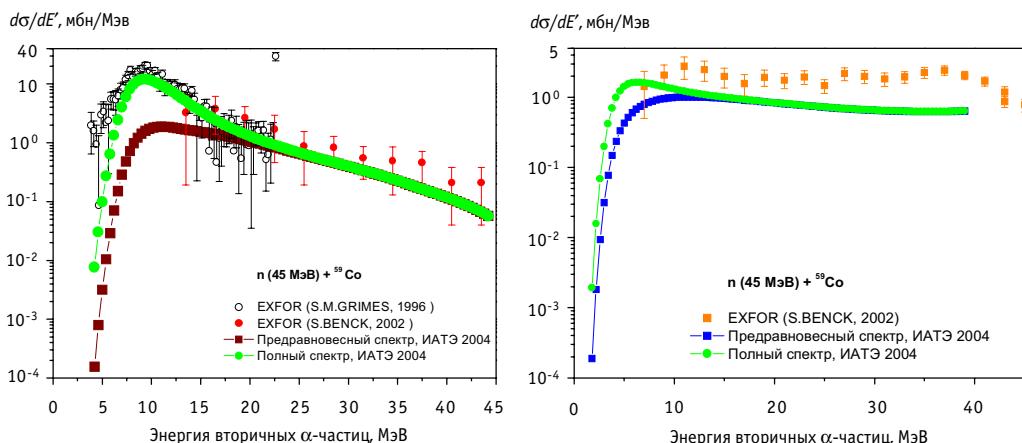


Рис. 5. Энергетические распределения выхода составных частиц при взаимодействии нейтронов с ядрами ${}^{59}\text{Co}$ (расчеты выполнены с использованием программы ALICE/ASH [14]; экспериментальные данные взяты из работ [24, 30])

Вычисление равновесных спектров частиц и γ -квантов проводилось с помощью модели Вайскопфа. Учитывалась конкуренция частиц и γ -квантов [33]. Плотность ядерных уровней для средних и тяжелых ядер рассчитывались на основе обобщенной сверхтекущей модели [34].

ФОРМАТ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ДАННЫХ

Файлы библиотеки «TREF» записаны в формате ENDF-6 с использованием стандартных секций. Информация о содержании файлов представлена в секциях $MF = 1/MT = 451$. Полные сечения, сечения упругого и неупругого рассеяния, сечения реакций представлены в файле $MF = 3$, угловые распределения – в секциях $MF = 4/MT = 2$, множественность нейтронов и энергетические спектры выхода частиц – в секциях $MF = 6/MT = 5$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Авторами создана библиотека оцененных ядерных данных «TREF», содержащая нейтронные данные для 242 нуклидов с $Z = 8 - 82$ в энергетическом диапазоне до 150 МэВ. Представленная библиотека может рассматриваться как дополнение к существующей современной библиотеке LA-150 [35]. В настоящее время ведутся работы по расширению набора нуклидов «TREF», для включения в библиотеку данных о реакциях под действием протонов.

Созданная библиотека позволяет осуществлять решение задач, связанных с переносом частиц, энерговыделением и защитой инновационных ядерных установок от ионизирующих излучений.

Литература

1. Guidelines for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles/Phase-IA Report-Extended Version. – Vienna, May 2003.
2. Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems. // OECD/NEA No. 4453. – 2003.
3. Raynal J. ECIS96 code, unpublished.
4. Koning A.J., Delaroche J.P. // Nucl. Phys. – A713. – 231. – 2003.
5. Madland D.G. Spec. Mtg. Nucleon-Nucleus Opt.Mod. to 200 MeV // OECD/NEA, Paris. – 1997.
6. Islam M.S., Finlay R.W., Petler J.S., Rapaport J., Alarcon R. // Phys.in Med. and Biol. – 33. – 315. – 1988.
7. Yamamuro N. / Int. Conf. on Nucl. Data for Science and Tech., Mito. – 1988. P.489.
8. Bechetti F.D., Greenlees Jr., Greenlees G.W. // Phys. Rev. 182. – 1190. – 1969.
9. Walter R.L., Guss P.P. / Rad. Effects 92, Santa Fe Conf. Proc. – 1079. – 1985.
10. Abfalterer W.P., Bateman F.B., Dietrich F.S., Finlay R.W., Haight R.C., Morgan G.L. Measurement of neutron total cross sections up to 560 MeV // Jour. of Physics, Part C (Solid State Physics). – V.63. – 044608. – 2001.
11. Cierjacks S., Forti P., Kopsch D., Kropp L., Nebe J., Unseld H. High resolution total neutron cross sections for NA, CL, K, V, MN and CO between 0.5 and 30 MeV / Report KFK-1000, (SUPP.2), – 1969.
12. Deconninck G., Gonze A., Macq P., Meulders J.P. Total cross-sections for 28.4 MeV neutrons // Journal de Physique. – 22. – 652. – 1961.
13. Olsson N., Trostell B., Ramstroem E., Holmqvist B. Microscopic and conventional optical model analysis of neutron elastic scattering at 21.6 MeV over a wide mass range. // Nuclear Physics, Section A. – 472. – 237. – 1987.
14. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., Pereslavtsev P.E. Code «ALICE/ASH» for Calculation of Excitation Functions, Energy and Angular Distributions of Emitted Particles in Nuclear Reactions. / Report INPE, Obninsk, February. – 1997.
15. Blann, M. and Vonach H.K. // Phys. Rev. – C28, – 1475. – 1983.
16. Blann M. and Bisplinghoff J. Code ALICE/LIVERMORE 82 / Report Livermore Lawrence Laboratory,

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- UCID-19614. – 1982.
17. *Blann M.* Code ALICE/85/300. / Report of Livermore Lawrence Laboratory, UCID-20169. – 1984.
18. *Blann M.* ALICE 87 (Livermore) precompound nuclear model code / Report IAEA-NDS-93 REV.0, 1988.
19. *Blann M.* Code ALICE 92. – 1992.
20. *Strutinsky V.M.* / In: Proc. Int. Congr. Phys. Nucl. Appl.. – Paris, 1958. – P. 617.
21. *Ericson T.* // Adv. Phys. 9. – 425. – 1960.
22. *Betak E. and Dobes J.* // Z.Phys. A279, – 319. – 1976.
23. *Marcinkowski A. et al.* // Nucl. Phys. – A561. – 387. – 1993.
24. *Benck S. et al.* // J. Phys. – G28. – 2823. – 2002.
25. *Iwamoto A. and Harada K.* // Phys. Rev. – C26, – 1821. – 1982.
26. *Konobeyev A.Yu. and Korovin Yu.A.* // Kerntechnik 59. – 72. – 1994.
27. *Konobeyev A.Yu., Lunev V.P. and Shubin Yu.N.* // Acta Physica Slovaca 45. – 705. – 1995.
28. *Sato N., Iwamoto A. and Harada K.* // Phys. Rev. C28. – 1527. – 1982.
29. *Konobeyev A.Yu. and Korovin Yu.A.* // Kerntechnik 61. – 45. – 1996.
30. *Grimes S.M. et al.* // Nucl. Sci. Eng. 124, – 271. – 1996.
31. *Oblozinsky P.* // Phys. Lett., B215, – 597. – 1988.
32. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А. , Переславцев П.Э.// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 1.
33. *Blann M., Reffo G., Fabri F.* // Nucl. Instr. Meth. – A265. – 490. – 1988.
34. *Ignatyuk A.V., Istekov K.K. and Smirenkin G.N.* // Ядерная физика. – 1979. – № 29. – 875.
35. *Chadwick M.B., Young P.G., MacFarlane R.E., Moller P., Hale G.M., Little R.C., Koning A.J., Chiba S.* LA150 Documentation of Cross Sections, Heating, and Damage // Los Alamos National Laboratory report LA-UR-99-1222. – 1999.

Поступила в редакцию 24.11.2004

МЕТОДИКА РАСЧЕТА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВОКРУГ КОНТЕЙНЕРА С ОБЛУЧЕННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

В.А. Опаловский, Г.В. Тихомиров, Э.Ф. Крючков

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



В статье представлено рассмотрение радиационных характеристик облученного ядерного топлива (ОЯТ) на этапе его хранения и транспортировки в транспортных контейнерах. Особенностью работы является расчет характеристик ОЯТ путем совместного использования комплекса SCALE и программы MCNP. При этом комплекс SCALE используется для расчета радиационного источника, а программа MCNP – для расчета переноса излучения.

ВВЕДЕНИЕ

Эксплуатация ядерных реакторов приводит к образованию ОЯТ. Существуют две основные стратегии по обращению с ОЯТ, сводящиеся либо к его захоронению, либо к повторному использованию (рис. 1). Независимо от сценария обращения с ОЯТ возникает необходимость изучения его радиационных характеристик, т.к. их знание необходимо на всех этапах обращения с ним.

Поскольку вопрос об определении параметров ОЯТ является крайне важным, то его изучение началось одновременно со становлением ядерной энергетики. Проблему обращения с ОЯТ можно представить как совокупность двух основных задач. Первая – это задача на критичность, т.е. обоснование ядерной безопасности емкостей с ОЯТ при их хранении и транспортировке. Эта задача на сегодняшний день успешно решена [1-5]. Вторая – это изучение радиационных характеристик ОЯТ.

Настоящая работа посвящена методике моделирования радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ.

Радиационное излучение ОЯТ возникает в результате распада продуктов деления, урана, плутония и младших актинидов. В основном это β^- и α -распады. Альфа-частицы и электроны, возникающие при этих распадах, остаются в топливе. А внешний радиационный фон создается распадными гамма-квантами, и нейтронами, возникающими в результате спонтанного деления и (α, n) -реакций. Также некоторый вклад в общий фон дают захватные гамма-кванты, появляющиеся в результате радиационного захвата вышеуказанных нейтронов.

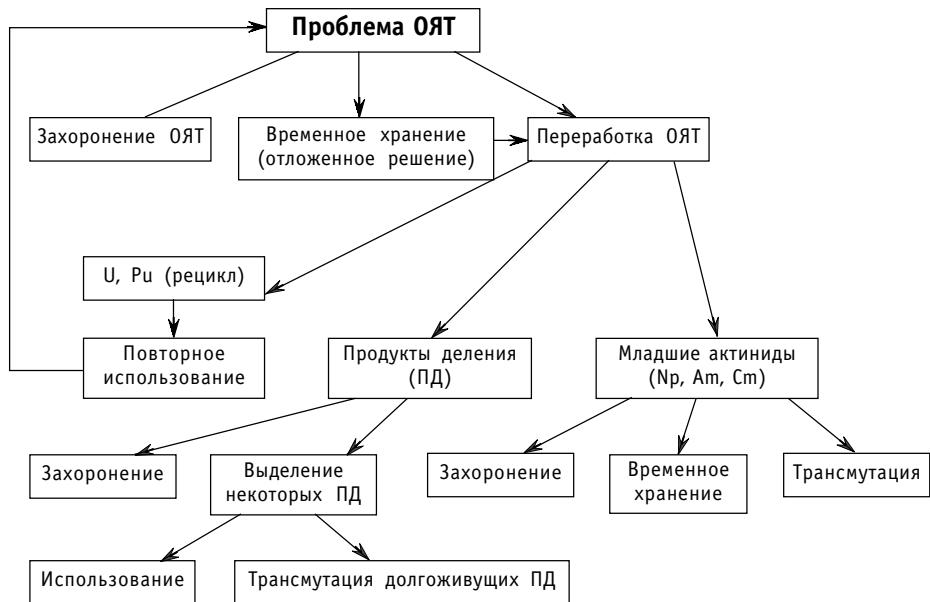


Рис. 1. Возможные сценарии обращения с ОЯТ

Гамма-активность ОЯТ на несколько порядков превышает его нейтронную активность, поэтому при изучении радиационных характеристик ему обычно уделяется большее внимание, и вопрос о гамма-излучении можно считать решенным. Однако гамма-излучение ОЯТ (особенно его составляющая от продуктов деления) спадает гораздо быстрее, чем нейтронное. К тому же при помещении ОЯТ в транспортный контейнер его стальные стенки очень эффективно удерживают гамма-излучение; так что нейтронное излучение при некоторых условиях может вносить заметный вклад в общий радиационный фон.

Вопрос о нейтронном излучении ОЯТ менее изучен, по сравнению с гамма-излучением. И существуют определенные трудности с определением источника нейтронного излучения ОЯТ, которые будут рассмотрены в этой статье.

В настоящей работе для определения радиационной обстановки использовались два программных комплекса: SCALE-4.3 [6] и MCNP-4B [7]. Кроме получения самих радиационных характеристик ОЯТ, был также рассмотрен вопрос об оценке погрешности полученных результатов и о различных составляющих этой погрешности.

В рамках данной статьи будут рассмотрены радиационные характеристики ОЯТ только на одном этапе ЯТЦ – на этапе его транспортировки и хранения в транспортных упаковочных комплектах (транспортных контейнерах).

АЛГОРИТМ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВОКРУГ КОНТЕЙНЕРА С ОЯТ

Задачу моделирования радиационной обстановки вокруг контейнеров с ОЯТ можно разбить на несколько отдельных задач:

- расчет изотопного состава ОЯТ;
- определение источников нейтронного и гамма-излучений от ОЯТ и от конструкционных материалов ТВС;
- расчет переноса излучения через стенки контейнера;
- определение дозы в различных пространственных точках вокруг контейнера.

В рамках комплекса SCALE предусмотрена управляющая последовательность SAS2H, которая предназначена для решения этих задач. В процессе разработки последовательности SAS2H была проведена валидация системы на основе расчетов радиационной обстановки вокруг контейнеров, содержащих ОЯТ легководных реакторов [8, 9].

Помимо использования цилиндрической одномерной геометрической модели, управляющая последовательность SAS2H имеет еще несколько приближений:

- отсутствие аксиального распределения;
- плотности материалов в топливной ячейке постоянны по всему их объему;
- температура считается постоянной в каждой зоне ячейки;
- в сборке допускается использование топливных стержней только одного типа.

Расчеты изменения выгорания топлива в модуле SAS2H проводятся с помощью программы ORIGEN-S. При подготовке констант нейтронный спектр рассчитывается в многогрупповом приближении в одномерной цилиндрической геометрии. В процессе выгорания константы могут неоднократно пересчитываться с учетом изменения нейтронного спектра и выделяемой мощности. Расчеты benchmarks тестов легководных реакторов показали удовлетворительную точность результатов, получаемых по модулю SAS2H для ячеек задач burnup credit [5]. Однако очевидно, что результаты расчетов выгорания топлива в гетерогенных ТВС с помощью последовательности SAS2H будут содержать дополнительные ошибки, связанные с приближенным описанием спектра.

В последовательности SAS2H после расчета источников нейтронного и гаммаизлучений проводится расчет мощности эквивалентной дозы в различных точках за пределами транспортного контейнера. Этот расчет состоит из двух этапов. На первом этапе проводится расчет переноса излучения через слои транспортного контейнера в одномерной цилиндрической геометрии. При этом область размещения ТВС гомогенизируется. На втором этапе проводится расчет доз с учетом ограниченной высоты.

Как правило, в транспортный контейнер можно поместить до 12 ТВС. Если все ТВС имеют одинаковую глубину выгорания и контейнер полностью заполнен, то гомогенизация области размещения ТВС оправдана. Однако при расчете доз возможно появление ошибок, связанных с приближенным описанием профиля вытекающего излучения по высоте контейнера. В контейнер могут быть помещены ТВС с различной глубиной выгорания или контейнер может быть заполнен не полностью. В таких случаях для получения результатов о распределении мощности эквивалентной дозы вокруг контейнера необходимо использовать более точные модели.

Для моделирования радиационной обстановки вокруг транспортного контейнера с ОЯТ в 3-D геометрии можно использовать программу MCNP, которая предназначена для расчета переноса нейtronов, гамма-квантов и электронов в реальной геометрии на основе метода Монте-Карло.

В рамках решаемой задачи к достоинствам программы MCNP можно отнести следующие:

- реальная трехмерная геометрия;
- возможность расчета не полностью загруженного контейнера;
- возможность расчета контейнера с ТВС нескольких типов.

Однако MCNP не предназначена для расчета выгорания, т.е. с ее помощью невозможно выполнение первого пункта моделирования радиационной обстановки – расчета изотопного состава ОЯТ.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Таким образом видно, что ни модуль SAS2H, ни программа MCNP по отдельности не подходят для моделирования радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ. Поэтому для корректного описания радиационного поля вокруг транспортного контейнера целесообразно объединение возможностей этих программ. При этом выгорание считается по модулю SAS2H, а перенос излучения – по программе MCNP. Алгоритм такого расчета представлен в табл. 1. Во втором столбце этой таблицы указаны этапы расчета. В первом – подпрограммы, выполняющие эти этапы при расчете по комплексу SCALE (по его управляющей последовательности SAS2H). В третьем – по объединенному комплексу SCALE-MCNP.

В заключение данного раздела заметим, что дополнительным источником ошибок в расчетах мощности дозы могут стать неопределенности в константах переноса нейтронов и гамма-квантов через стеки контейнера. Необходим корректный учет анизотропии рассеяния и генерации гамма-квантов, связанных с радиационным захватом нейтронов.

Таблица 1

Алгоритм расчета по комплексам SCALE (SAS2H) и SCALE-MCNP

SCALE (SAS2H)	Этапы	SCALE-MCNP
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S COUPLE ORIGEN-S	Подготовка констант	BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S COUPLE ORIGEN-S
ORIGEN-S	Расчет выгорания и распада, подготовка источника излучения ОЯТ	ORIGEN-S
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S	Анализ взвешенных по ячейке сечений в топливной зоне	BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S	Расчет переноса через защитную оболочку транспортного контейнера	MCNP
XSDOSE	Расчет дозовых характеристик за слоем защиты	MCNP

ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЯ

После завершения облучения ТВС в реакторе в ядерном топливе содержится большое количество различных изотопов, многие из которых радиоактивны. Излучение радиоактивных изотопов содержит как нейтронную составляющую, так и гамма. Характеристики излучения практически всех изотопов хорошо изучены. Поэтому основную ошибку в источники нейтронного и гамма-излучений вносят ошибки в концентрациях «ключевых» радиоактивных изотопов. Как было показано, например, в работе [10], определяющий вклад в радиоактивные источники вносят всего несколько изотопов. Например, нейтронный источник в облученном UOX- и MOX-топливе практически полностью определяется изотопами ^{242}Cm , ^{244}Cm and ^{238}Pu . К сожалению, концентрации этих изотопов, как правило, содержат наибольшую неопределенность, т.к. они практически не влияют на коэффициент раз-

множения. Так, в спецификациях тестов NEA/OECD burnup credit концентрации изотопов ^{242}Cm , ^{244}Cm не приводятся, а концентрация изотопа ^{238}Pu в результатах имеет разброс на уровне 10-20% [5]. Источник гамма-квантов, в основном, определяется продуктами деления. Активности ПД рассчитываются с весьма высокой точностью для всех значимых изотопов (погрешности составляют 2-3%). Высокая точность расчета не удивительна, поскольку на накопление ПД влияют в основном только глубина выгорания, выход осколка на деление и постоянные распада, т.е. величины хорошо известные.

ТРАНСПОРТНЫЙ КОНТЕЙНЕР

Используя программу MCNP, можно проводить расчеты радиационных характеристик ЯТ помещенного в реальный транспортный контейнер, как, например, контейнер ТУК-13В, показанный на рис. 2. Однако основные закономерности можно проследить и на более простой модели контейнера, поэтому все расчеты проводились для цилиндрического контейнера, вмещающего 6 облученных ТВС реактора ВВЭР-1000 и имеющего слой стальной защиты. Толщина защиты в модельных расчетах варьировалась от 0 до 30 см.

Транспортный упаковочный комплект ТУК-13В(ТУК-13/1В)

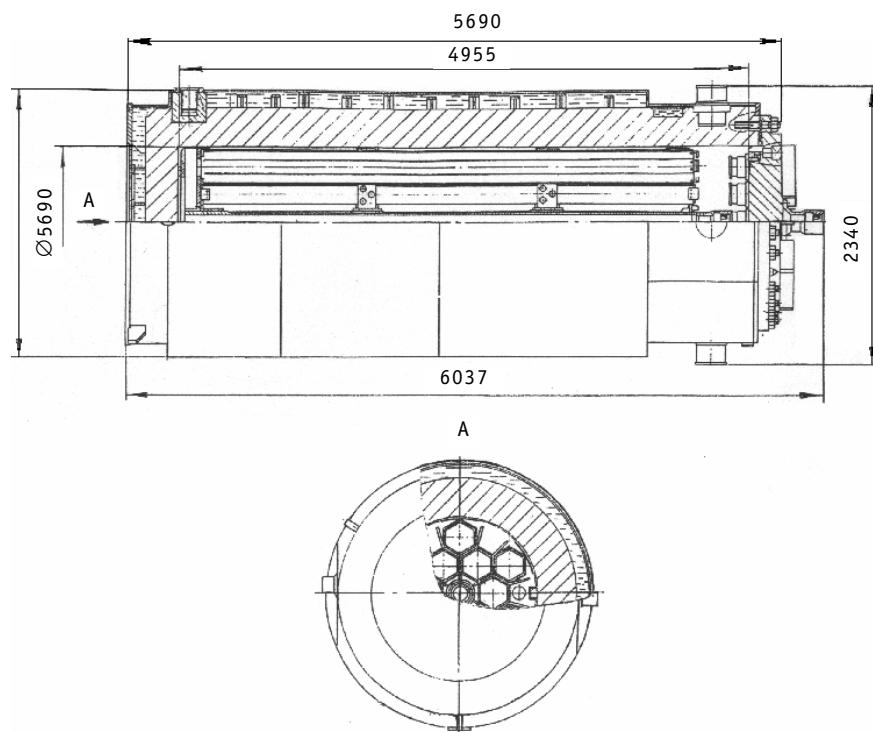


Рис. 2. Транспортный упаковочный комплект ТУК-13В

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

Для сравнения комплексов SCALE (SAS2H) и SCALE-MCNP были проведены расчеты модельной задачи. Рассматривалось выгорание ЯТ в реакторе ВВЭР-1000. Выгорание на постоянной мощности моделировалось с помощью последовательности SAS2H. Далее ЯТ выдерживалось 3 года в хранилище. После выдержки 6 ТВС помещались в стальной контейнер. Для контейнера была выбрана сталь SS304,

состоящая из хрома – 19%, никеля – 9,5%, железа – 69,5% и марганца – 2%. Толщина стенки контейнера в расчетах изменялась, поэтому мощность эквивалентной дозы рассчитывалась в точке на расстоянии 240 см от внутренней стенки контейнера. Реперная точка располагалась на середине высоты контейнера. Размеры и состав контейнера, состав внутренней области (гомогенизация 6 ТВС) и источники нейтронов и гамма-квантов в программе MCNP были эквивалентны соответствующим величинам, полученным в SAS2H. Поэтому расхождения результатов могут быть связаны с приближениями, используемыми в модуле SAS2H при расчетах мощности дозы. Результаты решения модельной задачи представлены в табл. 2.

Для мощности эквивалентной дозы в табл. 2 используются следующие обозначения: D_n – нейтронная доза, D_γ – полная доза гамма квантов, $D_{n\gamma}$ – доза захватных гамма квантов, $D_{\gamma\gamma}$ – доза от источника гамма излучения.

Анализ результатов решения модельной задачи позволяет сделать несколько выводов.

Таблица 2

Мощность дозы за слоем защиты различной толщины на расстоянии 240 см от внутренней поверхности контейнера, бэр/ч

Толщина, см	SCALE (SAS2H)		SCALE-MCNP			
	D_n	D_γ	D_n	$D_{n\gamma}$	$D_{\gamma\gamma}$	D_γ
0	1,46E-01	6,71E+03	1,21E-01	0	7,09E+03	7,09E+03
10	8,62E-02	5,23E+01	9,43E-02	0	7,53E+01	7,53E+01
20	5,23E-02	7,66E-01	6,05E-02	0	1,03E+00	1,03E+00
30	3,08E-02	1,69E-02	3,65E-02	5,09E-05	1,73E-02	1,73E-02

ВЫВОДЫ

1. Ошибка моделирования мощности эквивалентной дозы имеет несколько составляющих.
2. Важной составляющей ошибки моделирования мощности эквивалентной дозы является ошибка в концентрациях «ключевых» изотопов, определяющих нейтронный источник (для UOX- и MOX-топлива ^{242}Cm , ^{244}Cm and ^{238}Pu), поэтому необходимо включать концентрации этих изотопов в спецификации benchmarks burnup credit.
3. Для моделирования радиационной обстановки вокруг транспортного контейнера при расчете переноса излучения через стенки контейнера желательно использовать 3-D программы. Ошибка, связанная с приближенным описанием контейнера для точек, удаленных на значительные расстояния, может достигать десятков %.
4. Для различных толщин транспортных контейнеров вклад различных составляющих дозы может существенно изменяться. Для «толстых» контейнеров существенную роль играет доза за счет захватного гамма-излучения.

Литература

1. Герасимов А.С., Зарецкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Степанов А.В., Макарова Т.П., Бабичев Б.А. и др. Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-365//Атомная энергия. – 1980. – Т. 49. – Вып. 4.

3. Габескирия В.Я., Грызина В.В., Зайцев А.А. и др. Определение содержания изотопов урана и трансурановых элементов в отработавшем топливе ВВЭР-365//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 5.
4. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
5. Okuno H., Naito Y. and Suyama K. OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport, 2002-001 NEA/NSC/DOC(2002)2, February 2002.
6. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUGER/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUGER/CSD-2/R4), Vols I, II and III (draft November 1993). Available from Radiation Shielding Information Center as CCC-545.
7. Judith A. Briesmeister, Ed. «MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B», Los Alamos National Laboratory report LA-12625-M, Version 4B (March 1997).
8. Hermann O.W., Bowman S.M., Brady M.C., and Parks C.V. Validation of the SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses, ORNL/TM-12667, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl. Lab., (1995).
9. DeHart M.D. and Hermann O.W. An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel, ORNL/TM-13317, Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge Natl. Lab., (1996).
10. Kryuchkov E.F., Opalovsky V.A., Tikhomirov G.V. Comparative Analysis of Radiation Characteristics from various types of Spent Nuclear Fuel. In: Proceeding of the SNA-2003, Paris, France, September 22-24, 2003, P04.

Поступила в редакцию 22.10.2004

ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ СТЕНД ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ МОДЕЛЕЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

**Е.Ф. Авдеев*, И.А. Чусов*, А.Я. Устюжанин*, В.В. Максимовский*,
Д.С. Лазикян*, В.А. Левченко**, С.В. Бородастов**, И.Н. Леонов**,
В.А. Белугин***, 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 приводится описание основных конструктивных и гидравлических характеристик экспериментального стенда «МР» созданного на кафедре «Теплофизика» ИАТЭ, включая оборудование и контур циркуляции теплоносителя, гидромодель реактора с двухпетлевой компоновкой и измерительную систему. Указывается научно-учебное назначение стенда.

ВВЕДЕНИЕ

Необходимым этапом, предшествующим проектированию и созданию промышленных или исследовательских ядерных энергетических установок, является проведение опытных испытаний на моделях, полностью или частично моделирующих натурные установки. Как правило, строгое выполнение условий моделирования натурной установки налагает трудновыполнимые условия по достижению необходимых параметров рабочего тела на модели. Иногда соблюдение геометрического подобия приводит к практически невыполнимым параметрам на модели. В таких случаях ведут приближенное моделирование как по параметрам, так и по переходу к геометрически искаженной модели. Основная задача гидравлического моделирования состоит почти всегда в установлении коэффициентов сопротивления установки в целом или отдельных ее элементов, которые в конечном счете необходимы для обоснования мощности энергетического оборудования натурной установки. Важной задачей при моделировании может быть и установление неравномерностей полей распределения параметров (скоростей, расходов, температуры).

Самостоятельное значение имеет контур циркуляции стенда и его энергетическое оборудование, особенности трассировки контура в помещениях здания. В контур стендада включена гидромодель реактора корпусного типа с возможностью четырехпетлевой компоновки.

В настоящее время гидромодель подключена на работу при двухпетлевой компоновке. В дальнейшем возможны конструктивные изменения ее элементов, переход на четырехпетлевое подключение, включение в контур стендада гидромоделей дру-

© Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.Я. Устюжанин, В.В. Максимовский, Д.С. Лазикян,
В.А. Левченко, С.В. Бородастов, И.Н. Леонов, В.А. Белугин, Ю.Д. Левченко,
Ю.С. Юрьев, 2004

гих реакторов или оборудования АЭС. В этом смысле созданный стенд имеет универсальный характер.

В заключительной части статьи приведены также характеристики еще двух стендов, действующих в ИАТЭ, которые введены в эксплуатацию ранее [1, 2].

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА «МР»

Условно оборудование стендов можно разделить на две основные части: гидростенд (ГДС), обеспечивающий подачу и режимы гидромодели (ГДМ), и исследуемую гидромодель с подъемным устройством для установки и перекомпоновки ее элементов.

К вспомогательному оборудованию относятся:

- система электроснабжения и пульт управления с блоком управления задвижками;
- система контроля и измерения режимных параметров (КИПиА);
- автоматизированная система сбора и обработки экспериментальных данных (АРМ);
- система заливки и удаления теплоносителя;
- система подачи воды на торцевые уплотнения питательных насосов (далее ПН).

Принципиальная гидравлическая схема стендов приведена на рис. 1.

Описание и технические характеристики основного оборудования и контура циркуляции теплоносителя

Гидростенд имеет два питательных насоса, обеспечивающих одновременную подачу воды в гидромодель 250 м³/ч с напором 0,37 МПа. Во всасывающие патрубки насосов вода поступает из двух сообщающихся питательных баков (далее – бак хранения теплоносителя БХТ) объемом 1,6 м³ каждый. Насосы и БХТ установлены в подвальном помещении (далее насосной станции НС) на одной общей раме, сваренной из швеллера Ш24, на независимом от здания фундаменте. Вес установленных насосов и БХТ составляет 1,3 т, а после заполнения БХТ водой – 4,9 т.

Схема расположения насосов и БХТ представлена на рис. 2 и фотографии (рис. 3). На рис. 2 показана также межэтажная трассировка трубопроводов.

В баки хранения питательной воды установлены 6 ТЭНов общей электрической мощностью 45 кВт, предназначенных для ее нагрева рабочего тела.

На напорных и отводных трубопроводах подвального помещения смонтированы:

- семь запорных задвижек Ду100;
- две отсечных ручных задвижки на входе в ПН (между БХТ и ПН обеих петель);
- две задвижки с сервоприводами, установленные на напорных трубопроводах выхода из ПН;
- две задвижки с сервоприводами на петлевых байпасах, между напорными и отводными трубопроводами;
- одна ручная задвижка на байпасе между напорными трубопроводами (межпетлевой байпас).

Напорные линии трубопроводов имеют вертикальные участки, проложенные в закрытых нишах между 1 и 2-м этажами с выходом в помещение стендового зала (СЗ) на втором этаже, где установлена ГДМ. С ГДМ трубопроводы ГДС соединены фланцевыми соединениями. Общая длина трубопроводов контура ГДС составляет 65,3 м.

После прохождения внутрикорпусного устройства (далее ВКУ) ГДМ вода поступает в два выходных патрубка ГДМ и по трубопроводам двух отводных линий, проходящих параллельно напорным линиям, возвращается в БХТ.

Таким образом, ГДС представляет две независимые циркуляционные петли, сощающиеся в корпусе ГДМ. Возможно обеспечение циркуляции по двум петлям от работающего одного насоса через межпетлевой байпас.

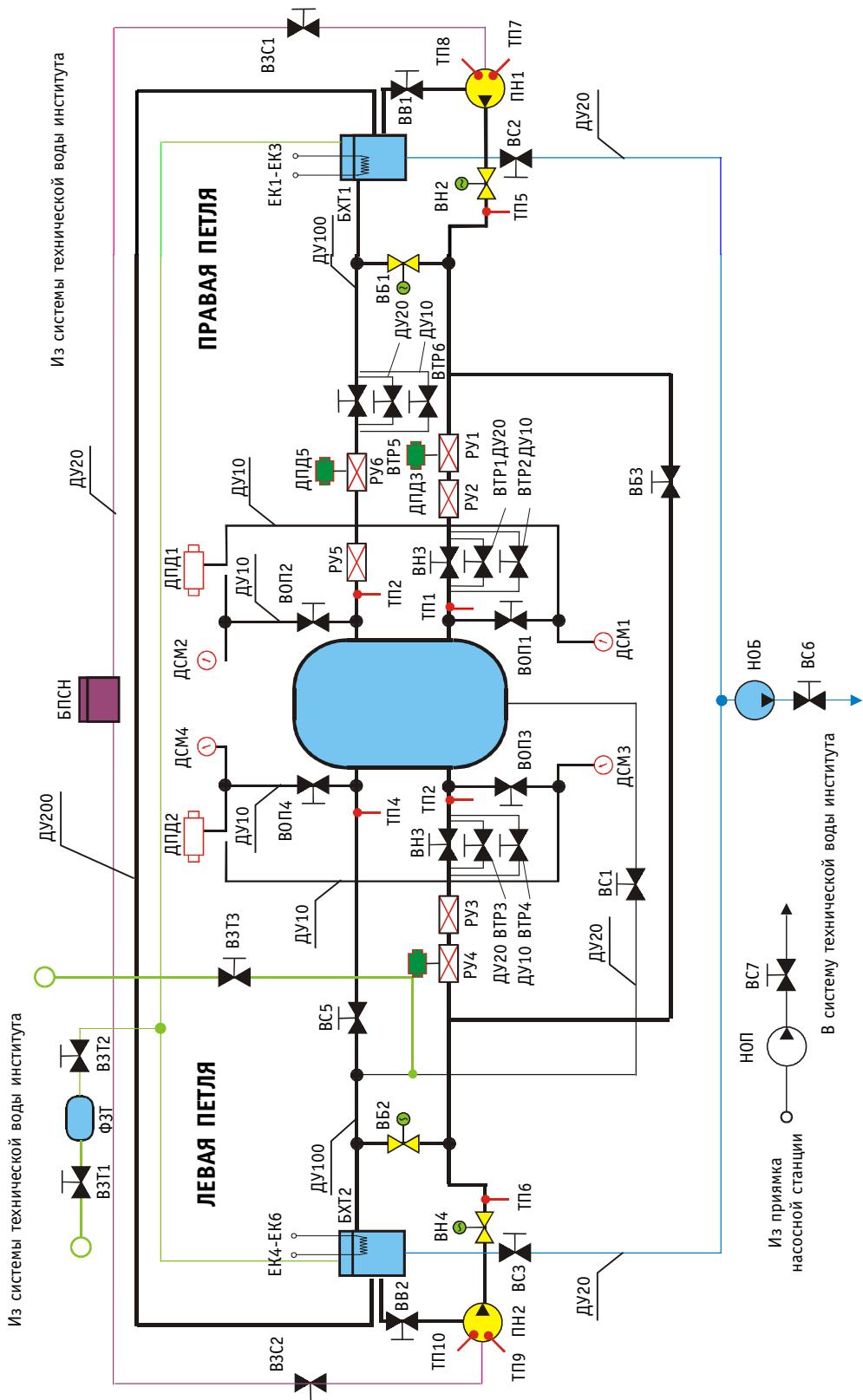


Рис. 1. Принципиальная гидравлическая схема стены «МР»

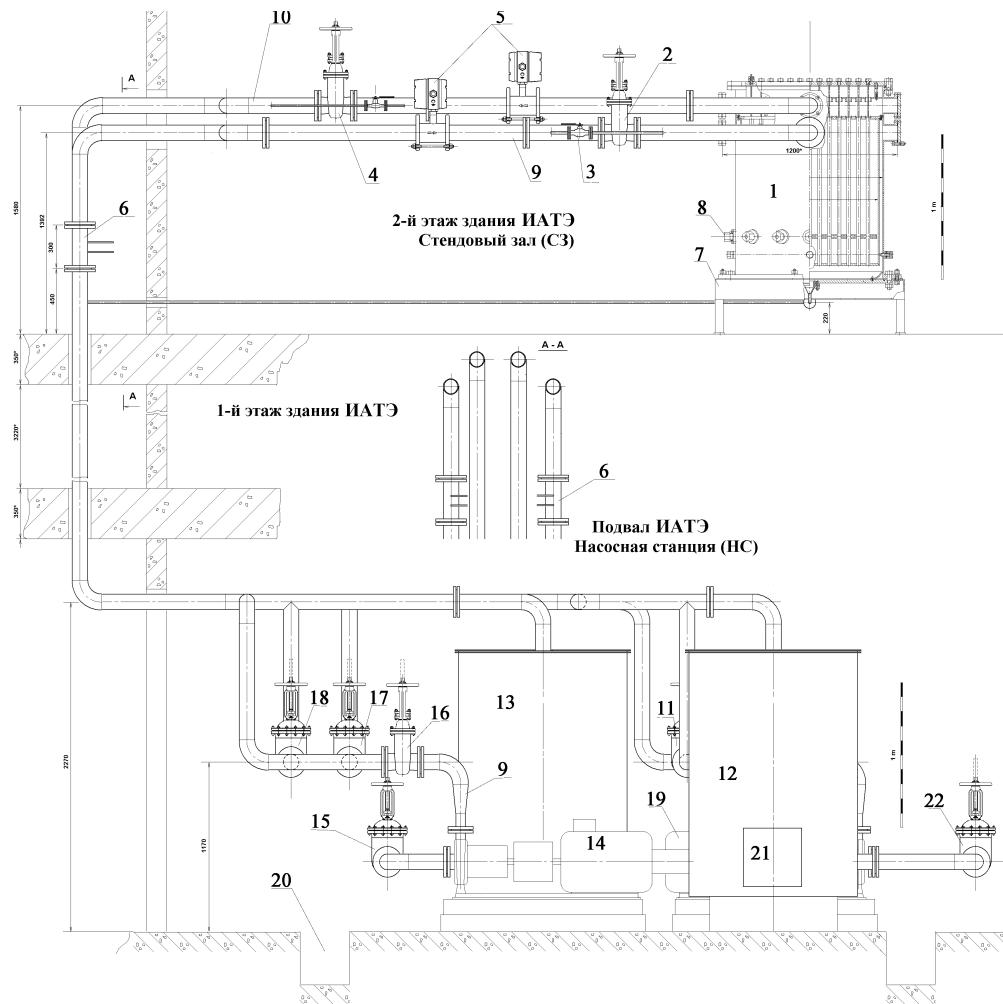


Рис. 2. Общий вид размещения оборудования стенда в здании ИАТЭ: 1 – ГДМ; 2 – напорная задвижка ВН1; 3 – напорный вентиль ВТР1; 4 – задвижка отвода теплоносителя ВС4; 5 – расходомеры электромагнитные РУ2, РУ6; 6 – расходомер ОГТУЭ РУ1; 7 – рама ГДМ; 8 – штуцер ленточного зонда; 9 – напорная линия; 10 – отводная линия; 11 – вентиль ВТР6; 12 – бак хранения теплоносителя БХТ2; 13 – бак хранения теплоносителя БХТ1; 14 – питательный насос ПН1; 15 – ВВ1; 16 – задвижка ВН2; 17 – межпетлевой байпас ВБ3; 18 – петлевой байпас ВБ1; 19 – ПН2; 20 – приямок насосной станции; 21 – узел подключения ТЭНов

На вертикальных участках напорных трубопроводов в нише 2-го этажа установлены два расходомера, устройство которых разработано на кафедре «Теплофизика» ИАТЭ [3, 4]. Аналогичный расходомер установлен на одной сливной линии в СЗ. Кроме того на трубопроводах двух напорных и одной отводной линии в СЗ предусмотрена возможность установки дополнительных электромагнитных расходомеров ЭРСВ-022, участки для которых заменены имитирующими вставками. На двух напорных и двух отводных трубопроводах в СЗ установлены 4 регулировочные задвижки Ду100 с ручным приводом. В местах расположения задвижек параллельно трубопроводам выполнены дополнительные линии из труб малого диаметра Ду20 и Ду10 с установленными на них шаровыми вентилями Ду20 и Ду10. Последние предназначены для «тонкой» регулировки расходов в напорной и отводных линиях.

Общие технические характеристики ГДС приведены в табл. 1.

Все трубопроводы и запорная арматура выполнены из нержавеющей стали, включая стандартные повороты трубопроводов. Трубопроводы в насосной станции (да-



Рис. 3. Общий вид размещения силового оборудования стенда

Таблица 1

Общие характеристики гидродинамического стенда (ГДС)

Число петель	2
Длина подъемного участка правой петли	15.8 м
Длина опускного участка правой петли	16.5 м
Длина подъемного участка левой петли	17.3 м
Длина опускного участка левой петли	15.7 м
Диаметры трубопроводов правой и левой петель	(98 - 100) мм
Теплоноситель основного контура (правая и левая петли)	Вода
Количество поворотов на 90° на правой петле	14
Количество поворотов на 90° на левой петле	12
Масса теплоносителя в баках хранения теплоносителя (БХТ)	3600 кг
Рабочая температура рабочей среды	60 °C
Максимальное давление рабочей среды	0,3 МПа
Расход теплоносителя по обеим петлям	250 м ³ /ч
Тип питательного насоса а) подача/напор б) максимальная потребляемая мощность	X100-65-200 АК-СД 140 м ³ /ч /37 м.в.ст. 30 кВт
Материал основного оборудования	12X18H10T
Материал запорной арматуры	12X18H10Tп
Общая мощность ТЭН правой и левой петель	43 кВт
Общий вес ГДС	5,8т
Максимальная потребляемая стендом мощность	150 кВт
Напряжение питания основного оборудования стенда	220/380 В

лее НС) и в СЗ имеют опоры; крепление труб на опорах выполнено скобами с прокладками из резины.

Заполнение БХТ водой осуществляется из теплофикационной сети через механический фильтр (ФЗТ) по сливному трубопроводу ГДМ. Для удаления воды из БХТ и из приемка фундамента в подвальном помещении установлены два насоса типа «Кама».

Подача воды на торцевые уплотнения насосов обеспечивается за счет гидростатического столба под давлением $0,8 \cdot 10^5$ Па из бака подпитки сальников насосов (далее БПСН), установленного на втором этаже.

В стендовом зале установлено подъемное устройство (тельфер) на максимальный вес 1,0 т. Подъемное устройство предназначено для снятия крышки ГДМ весом 200 кг, вывешивания ВКУ (весом 500 кг), при поворотах в корпусе ГДМ и для выемки ВКУ из корпуса ГДМ.

Описание гидромодели, включенной в контур циркуляции ГДС

Общий вид ГДМ изображен на рис. 4, там же показан цилиндрический корпус ГДМ с нижним плоским днищем и верхней плоской крышкой, бандажными наружными кольцами, рамой крепления корпуса ГДМ. Корпус ГДМ имеет 4 пары входных и выходных патрубков.

Каждая пара расположена в одной вертикальной плоскости. В стенке корпуса располагаются 6 пар отверстий со штуцерами и сальниковыми уплотнениями с наружной стороны для проходки ленточных зондов измерения скорости в каналах и на опускном участке, в кольцевом зазоре между корпусом и каландром. В плане пары отверстий в стенке корпуса соответствуют углам 0, 30, 60, 90, 120, 150 град., причем 0 град. соответствует вертикальной плоскости расположения двух входных и выходных патрубков модели. Овальность днища натурного 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, соответствующее поверхности овального ленточного зонда скорости.

Основной частью ВКУ гидромодели является каландр, который внутри корпуса опирается на внутреннее кольцо и прикрепляется к нему винтами. Каландр содержит 151 цилиндрический канал – имитатор ТВС (ИРК) внутренним диаметром 20 мм и длиной 1037 мм. Каналы закрепляются в верхней трубной доске каландра. 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.

Верхняя крышка корпуса ГДМ имеет 151 отверстие, заглушенное винтовыми пробками и расположенные напротив выходов теплоносителя из ИРК. Отверстия предназначены для установки через верхнюю крышку зондов измерения скорости в любом ИРК.

С внутренней стороны к крышке жестко закреплена фальшдоска, к которой приварены имитаторы приводов СУЗ – вытеснители, уменьшенные по диаметру в соответствии с геометрическим подобием натуры. По длине вытеснители на 3 – 4 мм не доходят до поверхности верхней трубной доски каландра.

В каландре установлены ИРК двух типов, отличающихся лишь местами расположения в них сужающих вставок (1) и пар шайб (2, 3), имитирующих сопротивление ТВС. ИРК с расположением сужающих вставок внизу – 13 (рис. 6а), они расположены по одному диаметру каландра. В оставшихся 138 ИРК сужающие вставки расположены вверху (рис. 6б).

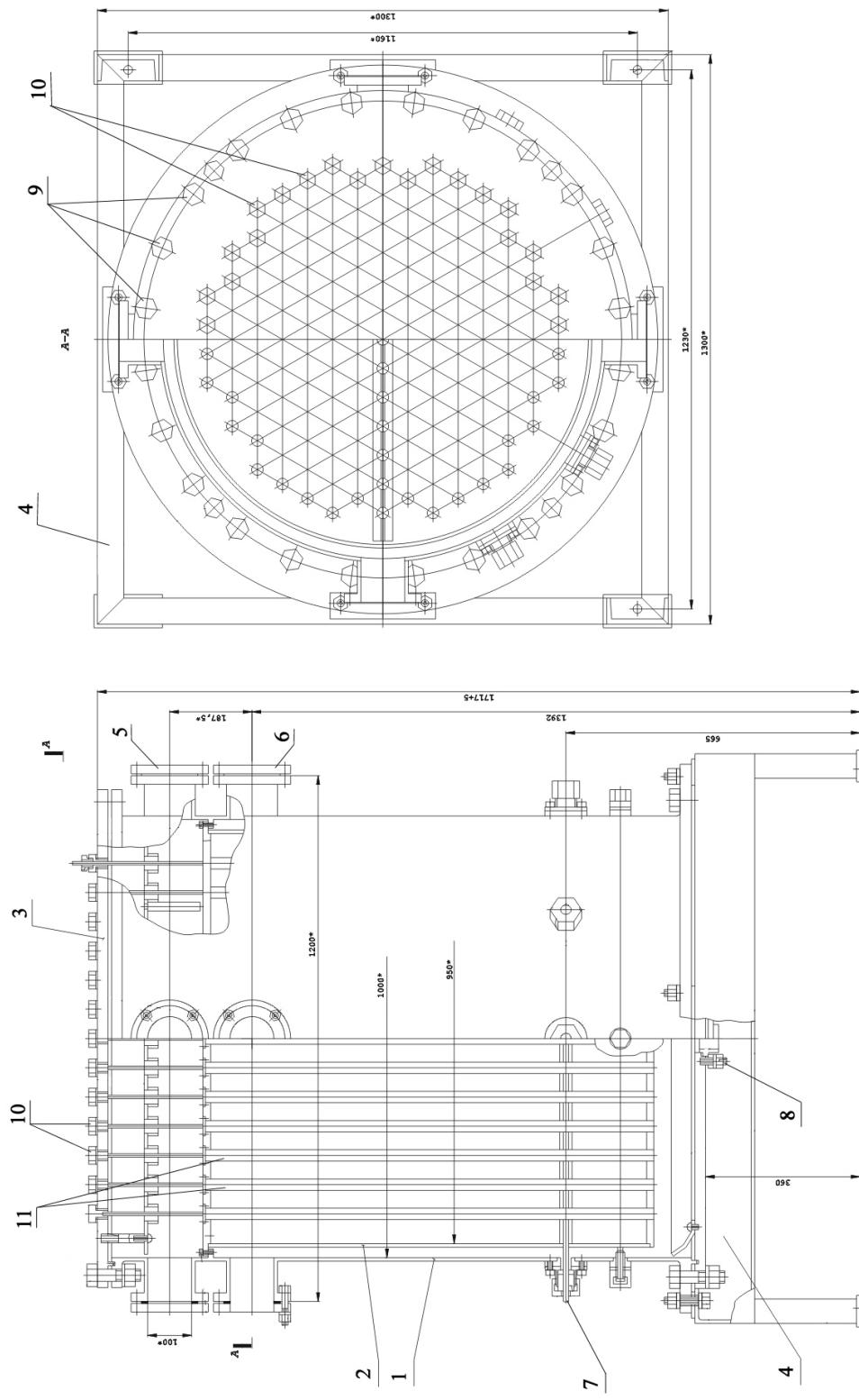


Рис. 4. Общий вид экспериментальной ГДМ: 1 – обечайка ГДМ; 2 – обечайка каландра; 3 – верхняя крышка; 4 – рама; 5 – фланец линии отвода; 6 – фланец напорной линии; 7 – ленточный зонд; 8 – фланец линии верхней крышки; 9 – болты крепления верхней крышки; 10 – пробка ИРК; 11 – ИРК



Рис. 5. Общий вид размещения оборудования в стендовом зале (второй этаж ИАТЭ)

Установленные два типа ИРК позволяют использовать для измерения скорости два типа датчиков с различным диапазоном охвата количества ИРК и различными функциональными возможностями.

После вывешивания каландр имеет возможность юстировки по азимуту для совмещения овальных отверстий в 13 ИРК с отверстиями штуцеров в корпусе ГДМ, предусмотренных для протяжки ленточного зонда.

В оба типа ИРК со стороны нижней трубной доски предусмотрена возможность установки дросселирующих шайб в случае профилирования расходов теплоносителя по ИРК. Все узлы ГДМ, соприкасающиеся с водой, изготовлены из нержавеющей стали 12Х18Н10Т, опора ГДМ – из ст. 3. Общие конструктивные характеристики ГДМ приведены в табл. 2.

СИСТЕМА ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ И ПУЛЬТ УПРАВЛЕНИЯ ГДС

Электроснабжение ГДС автономное, не зависимое от электроснабжения зданий и других лабораторий университета.

Кабели трехфазного тока, проложенные по подземной коммуникации от внешней распределительной подстанции, выведены в подвальное помещение НС, где подключены к внутреннему распределительному устройству (далее ВРУ) с двумя узлами учета электроэнергии. От ВРУ кабели подведены к двум распределительным щитам (один запасной), расположенным в подвальном помещении, от которых силовые кабели и кабели управления проложены соответственно к пускателям насосов ПН и пульту управления (далее ПУ ГДС).

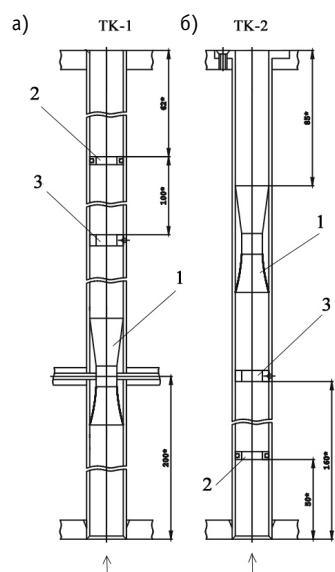


Рис. 6. Имитатор ТВС (ИРК):
1 – спрофилированная сужающаяся
вставка; 2 – подвижные шайбы;
3 – неподвижные шайбы

Таблица 2

Общие характеристики гидродинамической модели реактора (ГДМ)

Диаметр корпуса	1000 мм
Высота корпуса	1357 мм
Диаметр каландра	950 мм
Высота каландра	1037 мм
Общее число технологических каналов	151
Диаметр/длина технологического канала	20 мм/1034 мм
Число технологических каналов первого типа	13
Число технологических каналов второго типа	138
Число имитаторов СУЗ	27
Количество подводящих и отводящих патрубков	8
Масса ГДМ с трубами и запорной арматурой расположеными в СЗ	2,4 т

Пульт управления (ПН, ТЭНами, сервоприводами задвижек, насосами «КАМА») расположен в смежном со стендовым залом помещении 2-го этажа (далее пультовом зале – ПЗ).

Пускатели основных насосов ГДС типа Х100-65-200АК-СД с электронными блоками управления позволяют задавать программу плавного пуска и останова насосов.

Описанная схема позволяет осуществлять пуск и отключение силового оборудования дистанционно с пульта управления в ПЗ. Аварийное отключение силового оборудования предусмотрено также и в НС. В частности, при превышении допустимой температуры в подшипниках насосов предусмотрено автоматическое отключение электропитания насосов.

В составе пульта управления имеется электронный блок управления сервоприводами задвижек, разработанный и изготовленный на кафедре «Теплофизика» ИАТЭ. Рабочие места на ПУ и в НС обеспечены переговорной связью.

НАЗНАЧЕНИЕ СТЕНДА И ВОЗМОЖНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ВЫПОЛНЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ РАБОТ

Описанный гидравлический стенд к настоящему времени прошел стадию наладочных испытаний и введен в эксплуатацию.

Учитывая многофункциональные возможности ГДС, на нем могут проводиться как проливки гидромоделей реакторных установок различных типов, ТВС, теплообменников, так и других каналов сложного профиля. Целями проливок могут быть экспериментальное определение гидродинамических потерь и коэффициентов гидравлического сопротивления; получение полей скорости, давления, их пульсаций в коллекторах и на различных участках контура; гидравлическое профилирование расходов по сечению активной зоны реактора.

Имеется возможность подключения различного количества петель (от одной до четырех) и изменения в них расходов, могут экспериментально изучаться режимы при расходах, определяемых естественной циркуляцией и при отключении отдельных петель.

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИЗМЕРЕНИЙ. ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЕ ДАТЧИКИ И ПРИБОРЫ

Измерительные системы включают в себя как уже имеющиеся в лаборатории стандартные измерительные приборы и преобразователи, так и новые преобразователи, разработанные для конкретных задач и условий измерения.

Упомянутые выше расходомеры ИАТЭ, установленные в контур ГДС в соответствии с их обоснованием [3, 4], дают достаточно точное значение расхода при условии их установки на стабилизированном участке турбулентного течения. Это условие выполнено для расходомеров, установленных на вертикальных напорных трубопроводах, – от поворотов до расходомера – 30 калибров(по диаметру трубы). Расходомер на отводном трубопроводе установлен на расстоянии » 30 калибров от поворота. Поэтому выполнена его тарировка по расходомерам, установленным на вертикальном участке.

Сужающие вставки (рис. 6), установленные во всех ИРК ГДМ, предназначены для увеличения скоростного напора в местах установки датчиков скоростей и соответственно увеличения точности ее измерения. Конфузорная часть этих вставок спрофилирована по формуле Витошинского [5], что позволяет иметь в суженной части практически равномерный профиль скорости.

В ИРК с нижним расположением вставок в качестве датчика скорости применяются так называемые «ленточный» и «рамочный» зонды.

Принцип измерения скорости этих зондов один и тот же – по разности давлений между передней и задней критическими точками овала, образованного спаиванием двух трубок диаметром 2,0×0,3 мм.

Преимущество ЛЗ зонда состоит в возможности непрерывного измерения скоростей не только в ИРК, но и скоростей в кольцевом зазоре опускного участка ГДМ при его диаметральном протягивании. Однако при фиксированном положении каландря ЛЗ возможно измерение скоростей только в 13 ИРК, и для измерения скоростей в ИРК другого диаметрального направления необходим демонтаж крышки ГДМ, что и предусмотрено конструкцией ВКУ ГДМ.

Картограмма расположения ИРК позволяет сохранить соответствие расположения выходов теплоносителя из ИРК и имитирующих вытеснителей приводов при повороте каландра только на 60 град. Поэтому с помощью ЛЗ возможно получить корректные результаты измерения расходов только для 37 ИРК.

Рамочные зонды позволяют измерять скорости в оставшихся 138 ИРК, т.к. устанавливаются в суженную часть вставок ИРК через верхнюю крышку ГДМ, что не требует демонтажа крышки ГДМ и поворота каландра. Ширина «рамки» РЗ на 2 мм меньше диаметра суженной части вставок; это обеспечивает положение приемных отверстий РЗ в центральной части ИРК, при любой диаметральной ориентации «рамки». Поскольку при обтекании овального профиля зондов давление в задней точке овала меньше статического, эти датчики одновременно «усиливают» перепад давления, что повышает точность измерения скорости. Рамочных зондов изготовлено 8 шт., ленточных – 2. Тарировка ЛЗ и РЗ выполнена на воздушном стенде ГНЦ РФ-ФЭИ; затем РЗ тарировались в одиночном ИРК на водяном стенде «Параллельные каналы» кафедры «Теплофизика» ИАТЭ. Тарировки показали стабильные линейные характеристики ЛЗ и РЗ. Тарировочные характеристики 8-ми РЗ отличаются незначительно. На их основе получена обобщенная зависимость для определения средней скорости (V_{cp}) в ИРК по измеренному перепаду давления (Δp) на любом РЗ

$$V_{cp} = 0,38 + 1,23 \cdot 10^{-4} \Delta p - 4,05 \cdot 10^{-7} \Delta p^{1,5},$$

где Δp – перепад давления на зонде [Па], V_{cp} – средняя скорость потока воды в трубе диаметром 20 мм [м/с].

Для измерения перепадов давления на расходомерах и датчиках скорости (ЛЗ, РЗ) на кафедре «Теплофизика» ИАТЭ изготовлены два щита батарейных манометров соответственно с 21 и 12 пьезометрическими трубками высотой 2 м, позволяющих изменять угол наклона пьезометрических трубок. В верхней части пьезометрические трубы объединены в коллекторы, в которые из баллонов подается сжатый воздух

для компенсации избыточного давления в местах расположения расходомеров и датчиков скорости.

Перепады давления на ГДМ между входными и выходными патрубками, давление в верхнем коллекторе ГДМ измеряются образцовыми манометрами типа МО-11202 на максимальное давление [4 кгс/см²] (класс точности 0,4; шкала 250 делений) и образцовыми манометрами типа МО-1227 на максимальное давление [1,6 кгс/см²] (класс точности 0,15; шкала 400 делений).

Температуры во входных и выходных патрубках ГДМ, также на выходных патрубках БХТ измеряются стандартными термопарами типа ХК, а на подшипниках насосов – лабораторными термопарами ХК. Вторичными приборами служат цифровые вольтметры.

Для измерения перепадов давления на расходомерах ЛЗ и РЗ к импульсным трубкам могут быть подключены дифференциальные датчики давления типа «Метран» с последующим их подключением к системе АРМ.

НЕКОТОРЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ГДМ И ГДС

С целью апробации методик измерения расходов по петлям, температур и перепадов давления на входе и выходе ГДМ и в ВКУ ГДМ, на стенде МР были выполнены тестовые (постановочные) эксперименты.

Экспериментальная зависимость времени разогрева теплоносителя до рабочей температуры (в качестве рабочей была выбрана температура равная 60°C) представлена на рис. 7. Отметим, что при достижении рабочей температуры четыре из шести ТЭНов выключались.

Общее время разогрева составило ≈ 5 ч.

Зависимость коэффициента гидравлического сопротивления корпуса ГДМ от числа Рейнольдса представлена на рис. 8, из которого видно, что в исследованном диапазоне чисел Рейнольдса коэффициент сопротивления МР остается практически постоянным и равным ≈ 150. Представленные на рис. 8 экспериментальные данные следует рассматривать как предварительные результаты, которые затем будут уточнены в ходе проведения детальных экспериментов на ГДС с ГДМ.

Расчеты всех физических характеристик воды приводились по данным [6].

Руководствуясь правилами моделирования, в том числе с геометрическим искажением модели реакторной установки, на описанном ГДС можно получать достоверные экспериментальные данные для обоснования выбора силового оборудования, надежности и безопасности новых реакторных установок, а также для верификации расчетных кодов.

Гидродинамические стенды имеются и в других организациях атомной энергетики (ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ Нижний Новгород, ОКБ Гидропресс,

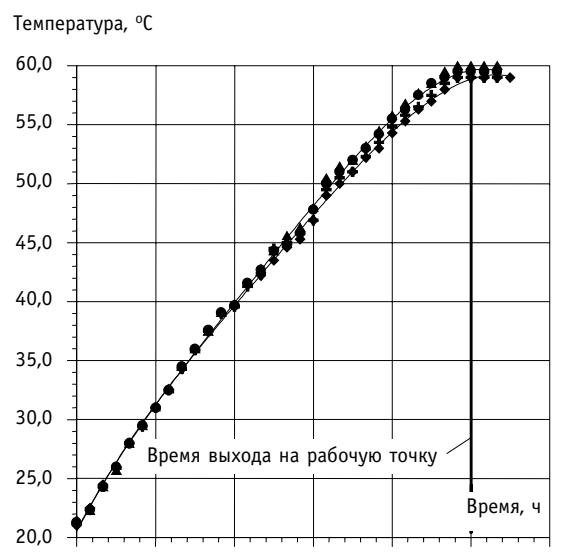


Рис. 7. Зависимость температуры теплоносителя в обеих петлях от времени разогрева: ◆ правая петля (напор); ● правая петля (отвод); + левая петля (напор); ▲ левая петля (отвод)

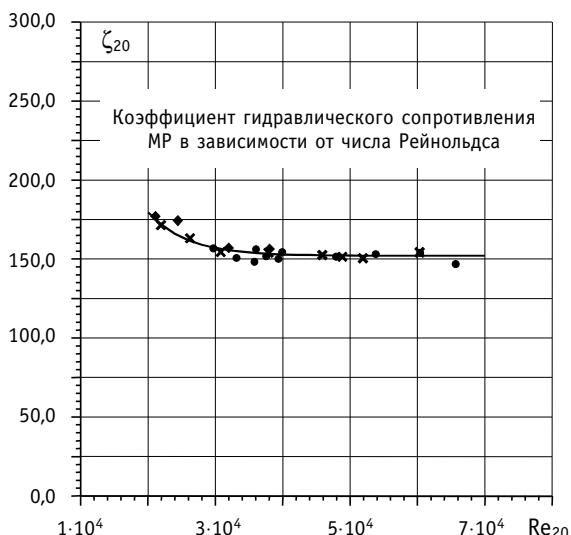


Рис. 8. Коэффициент местного сопротивления MP (работают 2 петли, 2 насоса): ● $T = 22,1 - 30,5$; + $T = 27,3 - 29,1$; ◆ $T = 38,0 - 44,2$; × $T = 33,0 - 59,5$

реакторных установок с двух- и четырехпетлевой компоновкой.

2. Стенд предназначен не только для научных целей, но и для проведения учебно-исследовательских экспериментальных работ студентами, выполнения экспериментальных дипломных работ и докторантами и сотрудниками университета.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

ГДМ – гидродинамическая модель; ГДС – гидродинамический стенд; СЗ – стендовый зал; ИРК – имитатор рабочего канала; НС – насосная станция; МР – модель реактора; СУЗ – система управления и защиты; ВКУ – внутреннее распределительное устройство; ВРУ – внутреннее распределительное устройство; ПЗ – пультовой зал; РЗ – рамочный зонд; ЛЗ – ленточный зонд; НОБ насос откачки из БХТ; НОП – насос откачки из приемника НС; ВС – вентиль сброса теплоносителя; ДПД – датчик перепада давления; ВН – вентиль напорный; ВТР – вентиль тонкой регулировки; ВОП – вентиль отсечки приборов; ТП – термопара; ВВ – вентиль всаса ПН; РУ – расходомерное устройство; ВЗТ – вентиль залива теплоносителя; ДСМ – датчик статический манометрический; ВБ – вентиль байпасный; ПН – питательный насос.

НАЗВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ

СПРУТ – стенд для проведения работ по универсальной тематике; ЭК – элемент контейнера; МВК – малый водяной контур; СГИ – стенд гидравлических испытаний; СТФ – стенд теплофизический фреоновый; СМПМ ТВС – стенд массового пролива моделей ТВС; МР – модель реактора; ЦП – циркуляционная петля; ПК – параллельные каналы.

РНЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ, НИИАР, ВНИПИЭТ и др.), занимающихся проектированием и экспериментальным обоснованием реакторных установок. Технические характеристики некоторых экспериментальных стендов этих организаций и трех стендов ИАТЭ приведены в табл. 3.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Разработан и введен в эксплуатацию новый экспериментальный стенд, удовлетворяющий основным требованиям по исследованию процессов теплогидравлики в контурах циркуляции и активных зонах ЯЭУ. Установка позволяет исследовать теплогидравлические характеристики моделей корпусных

Литература

1. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Белозеров В.И., Максимовский В.В., Пашков С.П., Устюжанин А.Я., Шувалов А.В. Верификация гидравлических характеристик стенда «Циркуляционная петля»// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – №4. – С. 46-53.
2. Стенд «Параллельные каналы». Техническое описание. – Обнинск, 1998.
3. Авдеев Е.Ф., Большунова В.В., Виноградов А.В. Определение расхода по максимальной скорости и перепаду давления//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 2. – С. 51-56.
4. Авдеев Е.Ф., Большунова В.В. Способ определения расхода в трубопроводе/Патент РФ на изобретение №2169905, 27 июня 2001 г.
5. Абрамович Г.Н., Крашенинников С.Ю., Секундов А.Н., Смирнова И.П. Турбулентное смешение газовых струй. – М.: Наука, 1974. – 272 с.
6. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 358.
7. Гидродинамика и безопасность ядерных энергетических установок: Сб. трудов ГНЦ-РФ-ФЭИ. Т.3. – Обнинск, 1999.
8. Калякин С.Г., Лисица Ф.Д., Ремизов О.В., Сердунь Н.П. Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик реактора ВК-300 на модели одиночной тяговой трубы/ Препринт ФЭИ-2844, 2000.

Поступила в редакцию 26.10.2004

ТЕПЛООТДАЧА К СВИНЦОВОМУ ТЕПЛОНОСИТЕЛЮ В КОЛЬЦЕВОЙ ЩЕЛИ ПРИ КОНТРОЛИРУЕМОМ СОДЕРЖАНИИ КИСЛОРОДА

А.В. Безносов*, А.В. Семенов*, С.С. Пинаев*, А.Д. Ефанов,
Ю.И. Орлов**, А.В. Жуков****

* Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород
**ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Приводятся результаты экспериментальных исследований теплоотдачи к свинцовому теплоносителю в кольцевом зазоре в условиях регулирования и контроля содержания кислорода. Исследования проводили в диапазоне чисел $Pe = 260 - 1000$, $Re = 10000 - 42000$, в диапазоне удельного теплового потока $\sim 25 - 40 \text{ кВт}/\text{м}^2$, содержание термодинамически активного кислорода в свинце поддерживалось в диапазоне $10^{-7} - 10^0$.

ВВЕДЕНИЕ

Концепции применения тяжелых жидкокометаллических теплоносителей (Pb , Ga , эвтектик $Pb-Bi$, $Pb-Li$): в реакторах деления ядер (Pb , $Pb-Bi$), в жидкокометаллических мишениях и мишенных контурах ускорительно-управляемых систем ($Pb-Bi$, Ga), в системах теплоотвода бланкетов (Pb , $Pb-Bi$, $Pb-Li$) и диверторов (Ga) термоядерных реакторов инициировали работы по уточнению соответствующих расчетных кодов теплообмена, созданных в 50-80 годах прошлого столетия [1]. Современная экспериментальная техника, вычислительная техника, более глубокое понимание физико-химических и теплофизических процессов в системах с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями (ТЖМТ) и накопленный опыт эксплуатации таких систем делают возможным уточнение созданных ранее соответствующих расчетных кодов, с учетом специфики каждого теплоносителя, реального исполнения контура, режимов его эксплуатации, контролируемого физико-химического состояния примесей в теплоносителе и контуре. При этом обязательным условием получения качественных результатов применительно к реальным условиям эксплуатации являются исследование следующих взаимосвязанных процессов:

- массообмена и массопереноса примесей, транспортируемых потоком теплоносителя в разветвленном циркуляционном контуре, массообмена между ядром потока и пристенными зонами в его отдельных участках;
- гидродинамики локальных участков контура, определяющей динамику накопления и количество примесей в этих участках;
- теплообмена между поверхностями ядром потока с учетом возможных физико-химических состояний и состава оксидных защитных покрытий и отложений примесей на поверхностях и смеси теплоноситель-примеси в объеме пристенной зоны локального участка контура.

© А.В. Безносов, А.В. Семенов, С.С. Пинаев, А.Д. Ефанов, Ю.И. Орлов, А.В. Жуков, 2004

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

В Нижегородском техническом университете спроектирован и создан циркуляционный жидкокометаллический стенд и проводятся экспериментальные исследования зависимости теплоотдачи к свинцовому теплоносителю в кольцевой щели в условиях целенаправленного изменения содержания кислорода в теплоносителе и контуре.

Стенд, показанный на рис. 1, представляет собой свинцовый контур с центробежным насосом. Расход контролируется объемным методом – расходомерной емкостью, содержание кислорода в свинце – датчиками термодинамической активности на основе твердого гальванического концентрационного элемента. Оборудование и трубопроводы, контактирующие со свинцовым теплоносителем выполнены из стали 08Х18Н10Т, имеют электрообогрев и теплоизоляцию.

Экспериментальный участок, представленный на рис. 2, содержит электрообогреваемый корпус с патрубками подвода и отвода теплоносителя с размещенными в нем трубчатым электрообогревателем с чехловой трубой и термозондом.

Электрообогреваемый корпус выполнен в центральной цилиндрической части из трубы 75×5 мм из стали 12Х18Н10Т с пазами в трех сечениях ($l/d = 8; 19; 30$) для размещения термопар на внутренней поверхности трубы (заделанных в стенку на глубину 4,6 мм) – по две диаметрально противоположных; эти пазы имеют во внешней части ширину 2,0 мм и в месте укладки термопары – 0,6 мм. В каждом сечении под углом 30° к «глубоким» пазам выфрезерованы пазы для укладки термопар на

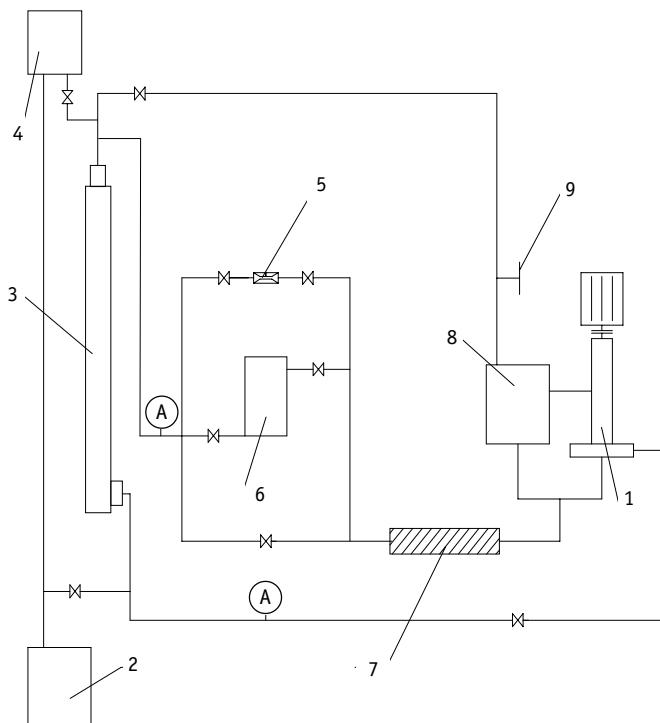


Рис.1 Принципиальная схема экспериментального стенда: 1 – центробежный насос; 2 – емкость дренажная; 3 – экспериментальный участок; 4 – фильтр механический; 5 – эжектор ввода газовых смесей; 6 – расходомерная емкость; 7 – холодильник воздушный; 8 – емкость буферная (расширительный бак); 9 – контур ввода газовых смесей; (A) – датчик т/а О₂

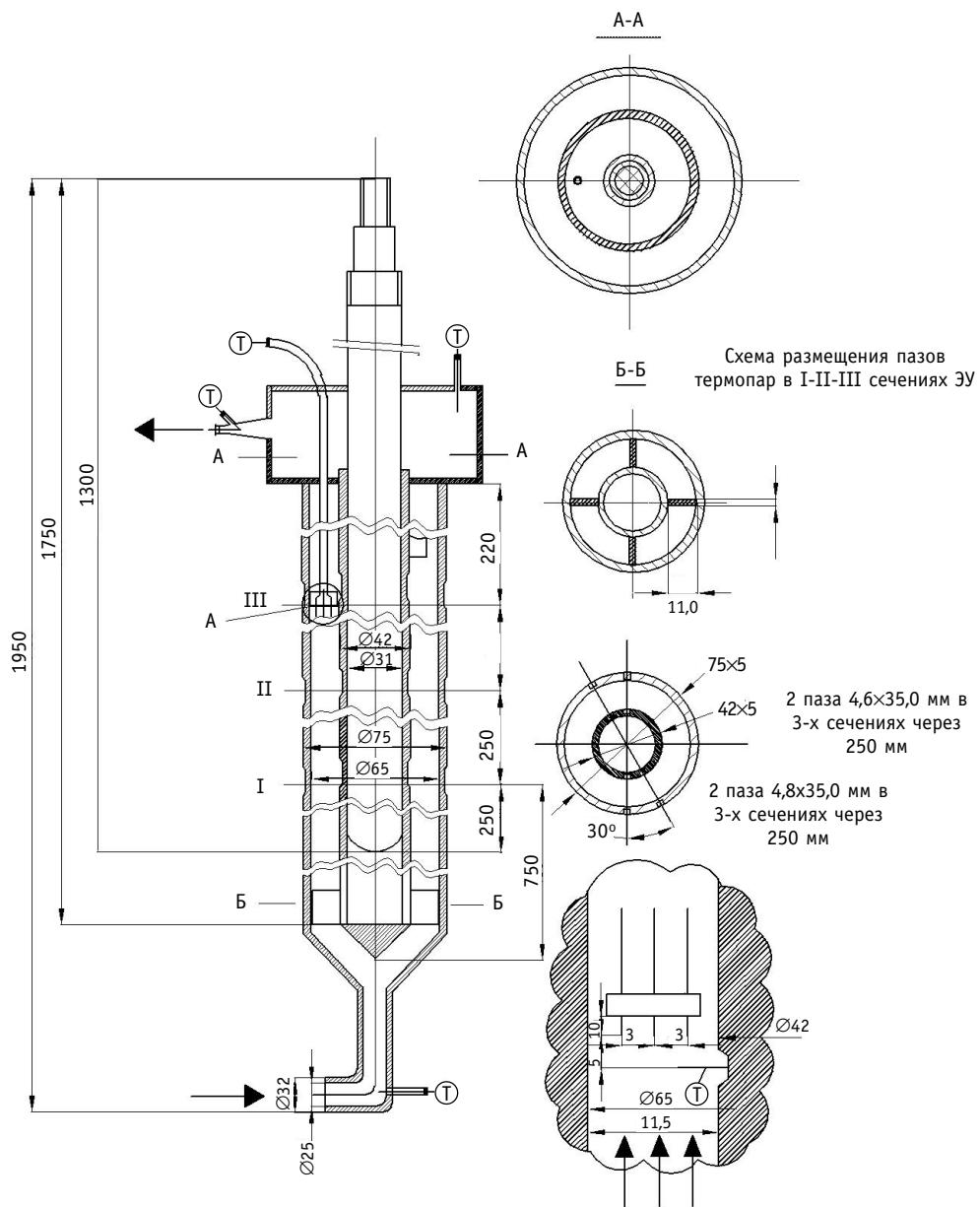


Рис. 2. Схема экспериментального участка: 1 – корпус; 2 – труба чехловая; 3 – трубчатый электрообогреватель; 4 – трубка вывода микротермопар; 5 – обтекатель; 6 – дистанционирующие ребра

поверхности трубы глубиной 0,6 мм, шириной 0,6 мм. К нижней части центральной трубы корпуса приварен конический переходник с $\varnothing 65$ мм на $\varnothing 25$ мм, к которому приварен гиб из трубы $32,0 \times 3,5$ с чехлом для установки входной термопары – из стали 12Х18Н10Т.

К верхней части центральной трубы приварена выходная кольцевая камера с коническим патрубком отвода ($\varnothing 32 \times 5$) и с узлами крепления выходных участков.

В корпусе коаксиально установлен трубчатый электронагреватель наружным диаметром $\varnothing 31,0$ мм, размещенный внутри чехловой трубы $\varnothing 42,0 \times 5,0$ мм из стали 12Х18Н10Т, которая центрируется в верхней и нижней частях корпуса четырьмя дис-

танционирующими ребрами. К нижней части чехловой трубы приварен конический обтекатель из стали 12Х18Н10Т. Тепло к поверхности наружной трубы подводится с помощью многосекционных электронагревателей, из никромовой проволоки диаметром 1,8 и 1,6 мм, помещенной в керамические бусы.

Основная секция электронагревателя плотно навита на наружную поверхность трубы в два слоя. Компенсирующая секция, навитая поверх основной, компенсирует тепловые потери. Тепловые потери концевых участков трубы компенсируются посредством автономно управляемых секций.

Для измерения температуры поверхностей корпуса и чехловой трубы в трех сечениях по высоте установлены 24 хромель-алюмелевых микротермопар ТМПК-ХА, в термозонде установлены 3 хромель-алюмелевые микротермопары ТМПК-ХА, на входе и выходе установлено по одной хромель-алюмелевой термопаре ТМПК диаметром капилляра 3,0 мм. Каждая микротермопара имела индивидуальную градуировочную характеристику (погрешность градуировки – $\pm 0,5^{\circ}\text{C}$). Для уменьшения показателя тепловой инерции термопреобразователей хромель-алюмелевый спай выполнен на поверхности капилляра из аустенитной стали, а чувствительная часть датчика прокатана до диаметра 0,5 мм.

Чувствительные элементы термопар термозонда были установлены в зазоре для прохода теплоносителя на 5,0 мм выше верхнего сечения (сечения III – III, $l/d=31$).

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Программа испытаний включала в себя следующие этапы:

- отработка методик формирования и удаления отложений примеси оксидов свинца со стенок контура при односторонних и двухстороннем подводе тепла к свинцу, текущему в кольцевом зазоре;
- экспериментальное определение зависимости $Nu = f(Re)$ при содержании т/а кислорода в свинце a_{O_2} от $10^{-6} \div 10^{-7}$ до 10^0 , а также формировании слоя отложений на теплопередающих поверхностях экспериментального участка, построение графических зависимостей при различном содержании кислорода в контуре, а также от времени работы циркуляционного контура при односторонних и двухстороннем подводе тепла;
- ревизия состояния стенда и экспериментального участка.

Методика проведения экспериментов заключалась в следующем. С помощью преобразователя частоты устанавливали расход теплоносителя через экспериментальный участок, включали: ТЭН в ходе первой серии исследований; основной и компенсационный нагрев спиральями в ходе второй серии; одновременная работа ТЭНа, основной и компенсационный нагрев спиральями в ходе третьей серии исследований. Затем вводили в работу воздушный холодильник, устанавливали режим тепловой стабилизации, который определялся неизменностью показаний термопар на входе и выходе экспериментального участка.

В газовый объем контура или поток циркулирующего теплоносителя поэтапно вводили газообразный кислород или водород с соответствующей выдержкой, фиксировали число оборотов циркуляционного насоса (соответственно определяли скорость свинца через экспериментальный участок), ЭДС ГКЭ (соответственно содержание кислорода в свинце и контуре). Измерение термоэдс термопар и первичную обработку результатов производили с использованием автоматизированной системы исследований.

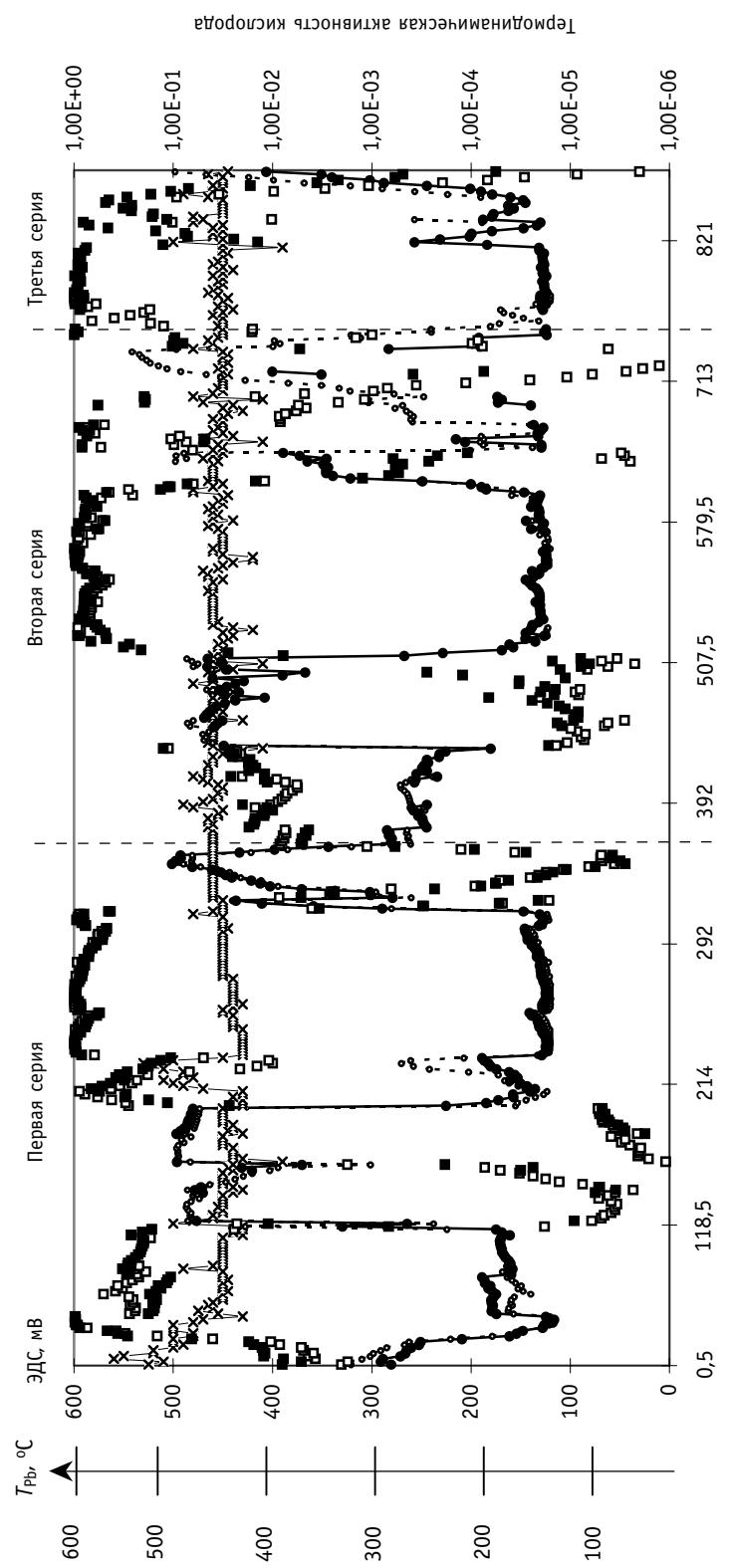


Рис. 3. Изменение основных параметров в процессе эксперимента: \times температура свинца, $^{\circ}\text{C}$; \circ показания ГКЭ на напорной трассе, мВ; ● показания ГКЭ на всасывающей трассе, мВ; □ термодинамическая активность кислорода на напорной трассе;

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛООТДАЧИ

Эксперименты проводили поэтапно в течение трех основных серий, которые состояли, в свою очередь, из этапов, направленных на изменение окислительного потенциала кислорода (рис. 3).

В ходе экспериментов длительность около 1000 ч (в среднем 300 ч на серию) при различных режимах эксплуатации были получены данные о локальной теплоотдаче, представленные на рис. 4–7.

Анализ позволяет утверждать, что операции, направленные на увеличение содержания кислорода, вызывали увеличение теплоотдачи (см. рис. 4 а–б). На рис. 5 (а–в) и рис. 6 (а–в), операции, направленные на понижение содержания кислорода в контуре, привели к снижению теплоотдачи.

Толщина отложений на поверхностях теплообмена перенесенной массы дисперсных частиц примесей определяется физико-химическим состоянием и содержанием кислорода в контуре, а также режимом течения свинцового теплоносителя в локальном участке контура.

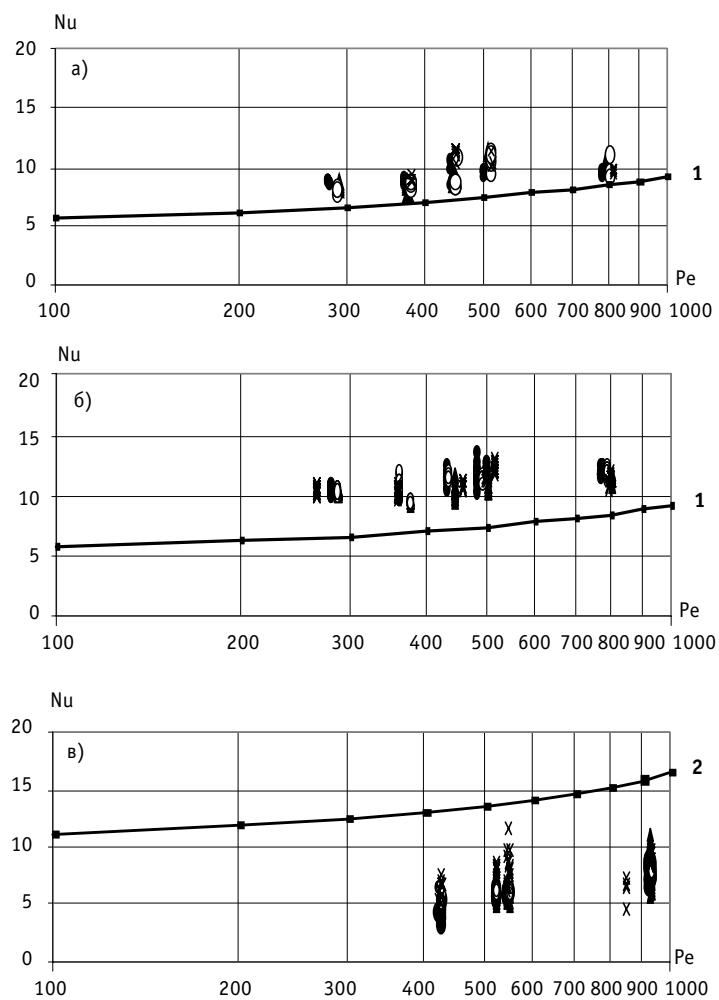


Рис. 4 Зависимость $Nu=f(Re)$ после ввода газообразного O_2 : а) при внутреннем подводе тепла (первая серия) для $l/d = 21,5$; б) при наружном подводе тепла (вторая серия) для $l/d = 19$; в) при двухстороннем подводе тепла (третья серия) для $l/d = 21,5$; 1 – $Nu=(4,3+0,015Pe^{0,8})*(d_2/d_1)^{0,3}$; 2 - $Nu=10+0,025Pe^{0,8}$

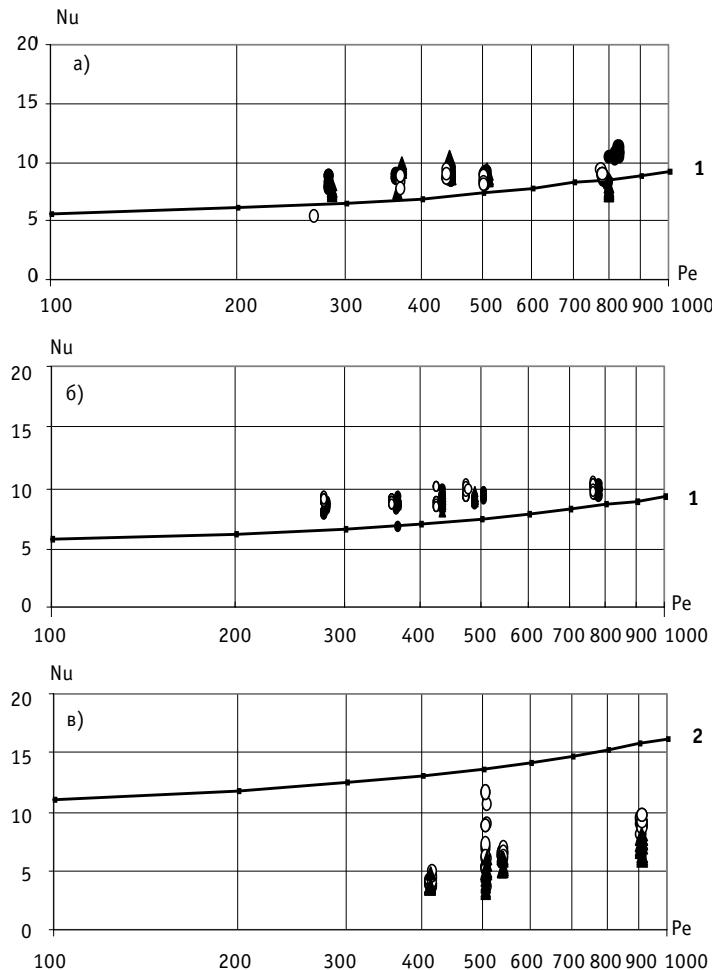


Рис. 5. Зависимость $Nu=f(Re)$ после ввода «сухого» водорода: а) при внутреннем подводе тепла (первая серия) для $l/d = 21.5$; б) при наружном подводе тепла (вторая серия) для $l/d = 19$; в) при двухстороннем подводе тепла (третья серия) для $l/d = 21.5$; 1 – $Nu=(4.3+0.015Pe^{0.8})*(d_2/d_1)^{0.3}$; 2 – $Nu=10+0.025Pe^{0.8}$

Следует отметить, что на результаты экспериментов влияло не только, и не столько количество кислорода, введенного непосредственно перед измерением параметров, сколько предыстория контура и предшествующее время его работы в определенных режимах с вводом и удалением примесей.

В процессе длительной эксплуатации контура в рабочих режимах ($t_{Pb} \approx 380-600^\circ C$, $v_{Pb} \approx 0.2 \text{ м/с}$, $a_{O_2} = 10^{-6}-10^0$) наряду с кислородом в контур поступали примеси – компоненты конструкционных материалов, которые фиксировали при ревизиях стенда с разрезкой трубопроводов контура свинцового теплоносителя.

Кривые (1) и (2) на рис. 4–7 соответствуют расчетным формулам для одностороннего ($q_w = \text{const}$) и двухстороннего обогрева ($q_{w1} = q_{w2} = \text{const}$) при $1.05 < d_2/d_1 < 2$ и $5 \cdot 10^2 < Re < 4 \cdot 10^3$, полученными сотрудниками ФЭИ [2].

Анализ двухкомпонентной (Pb-Ar и Pb-H₂) очистки теплопередающих поверхностей контура (см. рис. 7 а, б) показывает, что при односторонних подводах тепла возрастает теплоотдача. При двухстороннем подводе тепла (см. рис. 7 в) наблюдается снижение теплоотдачи. Это можно объяснить осаждением на внутренней поверхности контура, в том числе и экспериментального участка отложений примесей при длительной эксплуатации.

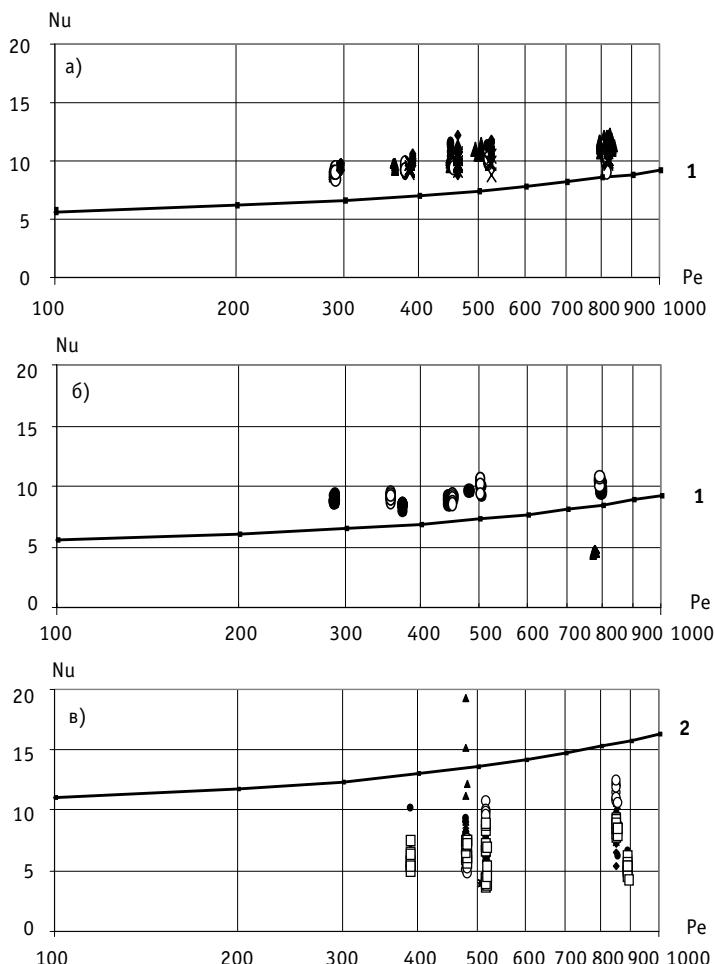


Рис. 6. Зависимость $Nu=f(Re)$ после выдержки в Ar: а) при внутреннем подводе тепла (первая серия) для $l/d = 21,5$; б) при наружном подводе тепла (вторая серия) для $l/d = 19$; в) при двухстороннем подводе тепла (третья серия) для $l/d = 21,5$; 1 – $Nu=(4,3+0,015Pe^{0,8})*(d_2/d_1)^{0,3}$; 2 – $Nu=10+0,025Pe^{0,8}$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные исследования подтвердили зависимость характеристик теплообмена в свинцовом теплоносителе от наличия и толщины отложений примесей на теплопередающей поверхности аустенитной стали 12Х18Н10Т в случаях односторонних и двухстороннего подвода тепла при течении свинца в кольцевой щели.

Экспериментально подтверждена корреляция между показаниями датчика термодинамической активности кислорода в свинце и характеристиками теплообмена при различных режимах эксплуатации контура в течение около 1000 ч.

Представлена зависимость локальных характеристик теплообмена от количества кислорода и водорода, подаваемых в контур со свинцовым теплоносителем в виде $Nu = f(Re)$ для $Re = 260-1000$ и $Re = 10000-42000$ при температурах свинца $380-600^{\circ}\text{C}$ для термодинамической активности кислорода от 10^0 до 10^{-6} , что соответствует возможным условиям РУ БРЕСТ-Од-300 при нормальной эксплуатации и при аварийных ситуациях.

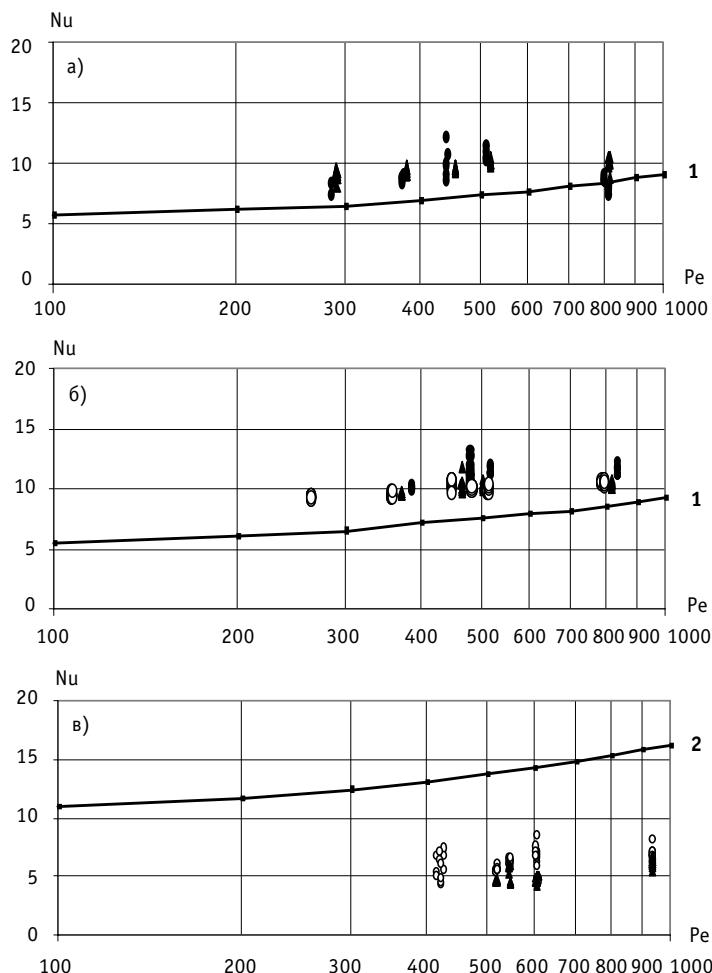


Рис. 7. Зависимость $\text{Nu}=f(\text{Pe})$ после 2-компонентных потоков ($\text{Pb}-\text{Ar}$ и $\text{Pb}-\text{H}_2$): а) при внутреннем подводе тепла (первая серия) для $l/d = 21.5$; б) при наружном подводе тепла (вторая серия) для $l/d = 19$; в) при двухстороннем подводе тепла (третья серия) для $l/d = 21.5$; 1 – $\text{Nu}=(4.3+0.015\text{Pe}^{0.8})*(d_2/d_1)^{0.3}$; 2 – $\text{Nu}=10+0.025\text{Pe}^{0.8}$

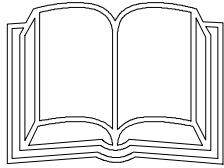
Литература

1. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Сила-Новицкий А.Г., Смирнов В.П. Проблемы тепло- гидравлики в активной зоне реакторов с естественной безопасностью типа БРЕСТ (свинцовое охлаждение)/ Тез. докл. отраслевого научно-технического семинара «Проблемы технологии и тепло- гидравлики жидкотяжелых теплоносителей» (30-3 ноября 2000). – С. 30-34.
2. Субботин В.И., Арнольдов М.Н., Ивановский М.Н. Физико-химические основы применения жидкотяжелых теплоносителей. – М.: Атомиздат, 1970.

Поступила в редакцию 9.07.2004

по атомной энергетике

НОВЫЕ КНИГИ



Информация от журнала "Ядерная энергетика"

Взрывная дейтериевая энергетика / Г.А. Иванова и др.
Снежинск: РФЯЦ, ВНИИТФ, 2004. - 288 с. 2000 экз. (п)
ISBN 5-85165-443-0.

А.И. Трофимов, М.А. Трофимов
Бесконтактные методы исследования напряженного состояния элементов конструкций АЭС при ударных нагрузках.
- М.: Энергоатомиздат, 2004. - 304 с. 500 экз. ISBN 5-283-00779-0

А.В. Корнеев
Государственное регулирование в энергетике США.
- М.: Наука, 2004. - 156 с. (о).
ISBN 5-02-006317-7

Е.С. Матусевич, И.В. Романцова
Ядерно-физические методы анализа загрязнений окружающей среды: Учебн. пособие по курсу "Ядерно-физические методы анализа".
- Обнинск: ИАТЭ, 2004. - 104 с.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В СЛОЖНЫХ СОПРЯЖЕННЫХ ТЕПЛОПЕРЕДАЮЩИХ КОНТУРАХ ПРИ ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

С.А. Замятин, А.Н. Семененко

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород



В работе предлагается математическая модель, описывающая теплогидравлические процессы, происходящие в системе аварийного расхолаживания установок АСТ. Проведен временной анализ переходных режимов, связанных с вводом в действие системы аварийного расхолаживания при аварии с полным внешним обесточиванием станции при работе на номинальной мощности. Сделан вывод о работоспособности САРХ реакторной установки Горьковской АСТ.

Повышенные требования к безопасности установок с реактором АСТ-500 и отсутствие опыта эксплуатации придают большое значение теоретическому прогнозированию характера протекания теплогидравлических переходных процессов, возникающих в контурах атомной станции теплоснабжения (АСТ) в аварийных режимах работы, а также функциональных возможностей той или иной системы безопасности по ликвидации последствий аварии.

В данной работе приводится математическая модель переходных режимов, связанных с вводом в действие системы аварийного расхолаживания (САРХ) Горьковской АСТ (ГАСТ) при аварии с полным внешним обесточиванием станции при работе на номинальной мощности.

Принципиальная схема САРХ ГАСТ приведена на рис. 1.

В рассматриваемой аварийной ситуации при внезапном пропадании принудительной циркуляции теплоносителя по промежуточному и сетевому контурам при помощи быстродействующих задвижек 3 производится отсечение контура теплопотребителя от сетевых теплообменников (СТО) и с открытием арматуры 5 организуется естественная циркуляция аварийного запаса воды из бака 2 через СТО 1, который в данном случае играет роль теплообменника расхолаживания. Отвод тепла в СТО 1 осуществляется за счет выпаривания охлаждающей среды в атмосферу. При этом проектом ГАСТ обеспечивается возможность перехода промежуточного контура на режим естественной циркуляции среды по прежнему тракту. Оборудование САРХ имеет каждая из трех петель нормального теплоотвода ГАСТ. Отсечные задвижки сети и арматура САРХ питаны от источников надежного энергоснабжения.

© С.А. Замятин, А.Н. Семененко, 2004

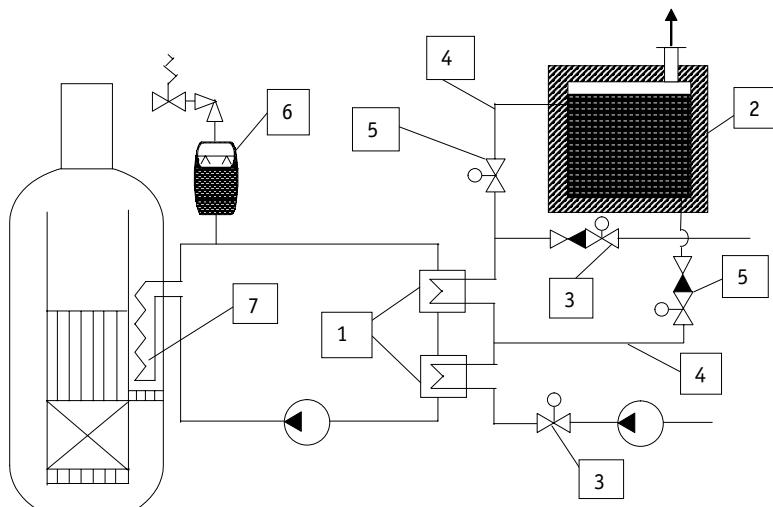


Рис. 1. Принципиальная схема САРХ Горьковской АСТ: 1 – сетевой теплообменник; 2 – бак аварийного запаса воды; 3 – быстroredействующая задвижка сетевого контура; 4 – трубопроводы САРХ; 5 – арматура САРХ; 6 – паровой компенсатор давления промконтура; 7 – встроенный теплообменник I-II контуров

Наличие естественной циркуляции (ЕЦ) по всем контурам ГАСТ в процессе расхолаживания реакторной установки (РУ) обуславливает тепловую связь между ними и взаимозависимость всех основных теплогидравлических параметров. Это обстоятельство определяет комплексный подход к решению поставленной задачи математического моделирования переходных процессов теплогидродинамики не в одном, отдельно взятом контуре, а в объединенной системе сложных сопряженных теплопередающих контуров.

В основу математической модели (ММ) теплогидродинамики ввода в действие и функционирования САРХ ГАСТ положены следующие условия:

- уравнение гидродинамики (нестационарное уравнение движения);
- уравнение нестационарной передачи в активной зоне и теплообменниках;
- уравнение материального баланса;
- уравнение транспортного запаздывания для описания тепловой динамики в трубопроводах и на участках, где отсутствует теплопередача.

Объект исследования рассматривается в одномерном приближении. Контуры разбивались на расчетные участки, на каждом из которых все теплофизические параметры теплоносителя в данный момент времени процесса расхолаживания считаются либо постоянными (участки без теплообмена с сопряженными контурами), либо изменяющимися по линейному закону (участки активной зоны и теплообменников). По проведенным предварительным оценкам потери тепла в окружающую среду и тепловая мощность, передаваемая вдоль контуров посредством теплопроводности, составят соответственно не более 0,1% и 0,0001% от переносимой контурами мощности. Поэтому влиянием этих двух факторов на теплогидродинамику системы при реализации ММ пренебрегалось. Выбор количества участков разбиения расчетной схемы того или иного контура проводился, исходя из следующих принципов:

- наличие на участке источника тепла или тепловой связи с сопряженным участком;
- отличие в геометрических или иных конструктивных характеристиках от предыдущего участка контура;

- пространственное расположение участка;
- наличие арматуры или другого оборудования, имеющего значительное гидравлическое сопротивление.

За положительное направление расхода теплоносителя по контуру принималось направление, соответствующее штатному режиму работы каждого из сопряженных контуров.

В общем виде система уравнений, описывающих теплогидродинамику j -го контура, состоящего из k участков, имеет следующий вид.

Уравнение гидродинамики

$$\Delta P_{HH,j} = H_{\text{дв},j} - \Delta P_{pr,j} + P_{H,j}, \quad (\text{I})$$

где $\Delta P_{HH,j} = \sum_{i=1}^k \left(\frac{L_i}{S_i} \right) \frac{dG_j}{dt}$ – инерционный напор по j -му контуру; dG_j – приращение расхода по j -му контуру за время dt ; L_i и S_i – соответственно длина и площадь проходного сечения i -го участка j -го контура; $H_{\text{дв},j} = g \sum_{i=1}^k \left\{ \bar{\rho}_i L_i \text{sign} \left[\cos(\vec{g}\vec{U}) \right]_i \right\} j$ – движущий напор ЕЦ по j -му контуру; g – ускорение силы тяжести; $\bar{\rho}_i$ – плотность теплоносителя на i -м участке, определяемая по средней температуре рабочей среды в нем; $\text{sign} \left[\cos(\vec{g}\vec{U}) \right]_i$ – параметр, определяющий знак проекции вектора скорости теплоносителя на направление действия силы тяжести \vec{g} на i -м участке j -го контура; $\Delta P_{pr,j}$ – суммарные гидравлические потери напора; $\Delta P_{H,j}$ – остаточный напор насоса j -го контура, создаваемый при его выбеге до полного останова.

Было принято, что спад напора насоса при выбеге описывается экспоненциальным законом с фиксированной постоянной времени, определяемой динамическими характеристиками насоса. При отсутствии в контуре средства принудительной циркуляции величина $\Delta P_{H,j}$ в уравнении (I) принимается равной нулю.

При составлении ММ гидродинамики подключения и функционирования собственно контура САРХ ввиду сложности происходящих переходных процессов рассматривались 4 последовательные этапы его ввода в действие (см. рис. 1).

1 этап. Происходит постепенное падение давления в сетевом контуре за счет останова насоса; закрываются быстродействующие задвижки (БДЗ) сети, затем открывается арматура САРХ. Падение давления после каскада СТО за счет открытия арматуры САРХ на подъемной ветке контура незначительно; срабатывания обратного канала на «горячей» ветке сетевого контура не происходит.

2 этап. Арматура контура САРХ на его подъемной части открылась настолько, что расход по ней теплоносителя стал значительным (близким по величине к общему расходу через СТО). Происходит срабатывание обратного клапана на «горячей» ветке сети. Начинается расширение теплоносителя сетевого контура за счет разности давлений в контуре и баке САРХ (атмосфера).

3 этап. Закрыты БДЗ сетевого контура. Происходит расширение теплоносителя в неотсекаемых от САРХ участках сети.

4 этап. Давление перед вторым по ходу теплоносителя сетевого контура СТО падает настолько, что сравнивается давлением, обусловленным весом столба воды в опускном участке контура САРХ. Открывается обратный клапан на опускном участке САРХ. Дальнейший отвод тепла происходит за счет нормального функционирования САРХ согласно проекту ГАСТ.

Для каждого из этих этапов составлялась своя ММ гидродинамики на базе уравнения (I) путем его незначительной модификации. Так, например, остаточный

напор насоса учитывался только на первых двух этапах ввода в действие САРХ, а для 2-го и 3-го этапов в качестве движущего напора циркуляции $H_{\text{дв},j}$ бралась разность давлений в сетевом контуре и баке САРХ.

Уравнение нестационарной теплопередачи в теплообменниках

$$V_k \bar{\rho}_k \frac{di_{\text{вых},k}}{d\tau} = G_j(i_{\text{вх},k} - i_{\text{вых},k}) \pm W_{j,M}, \quad (2)$$

где $V_k = L_k S_k$ – объем k -го участка j -го контура, на котором имеет место тепловая связь j -го контура с сопряженным m -м контуром; $\bar{\rho}_k$ – средняя плотность теплоносителя j -го контура на этом участке; $di_{\text{вых},k}$ – приращение энталпии теплоносителя j -го контура на выходе k -го участка за промежуток времени $d\tau$; $i_{\text{вх},k}$, $i_{\text{вых},k}$ – соответственно энталпия теплоносителя j -го контура на входе и выходе на k -го участка в предыдущий момент времени ($\tau - d\tau$); $W_{j,M}$ – мощность, передаваемая в теплообменнике от j -го контура к m -му или наоборот, рассчитываемая по методике [I].

Уравнение нестационарной теплопередачи в активной зоне [2]:

$$\frac{(M_r \bar{C}_r + M_T \bar{C}_T + M_c \bar{C}_c)}{\bar{C}_T} \frac{di_{\text{вых,аз}}}{d\tau} = W(\tau) - G_1(i_{\text{вых}} - i_{\text{вх}})_{\text{аз}}, \quad (3)$$

где $W(\tau)$ – мощность остаточных тепловыделений в активной зоне реактора, рассчитываемая по формуле, рекомендованной в [3]; M_r , M_T , M_c – соответственно массы топлива, теплоносителя и конструкционных материалов внутри реактора; \bar{C}_r , \bar{C}_T , \bar{C}_c – средние удельные теплоемкости горючего, теплоносителя и стали; G_1 – расход теплоносителя основного контура через активную зону; $di_{\text{вых,аз}}$ – приращение энталпии теплоносителя на выходе из активной зоны за бесконечно малый промежуток времени $d\tau$; $i_{\text{вх}}$, $i_{\text{вых}}$ – соответственно энталпия теплоносителя основного контура на входе и выходе из активной зоны в предыдущий момент времени ($\tau - d\tau$).

Уравнение транспортного запаздывания на k -м участке j -го контура использовалось в виде:

$$\frac{dT_{\text{вых},k}}{d\tau} = \frac{G_j}{\rho_k V_k} (i_{\text{вх},k} - i_{\text{вых},k}), \quad (4)$$

обозначения аналогичны уравнению (2).

В контурах, имеющих разветвления на несколько параллельно включенных петель или участков, использовалось *уравнение материального баланса*:

$$G_{\Sigma} = \sum_i G_i, \quad (5)$$

где G_{Σ} – суммарный расход теплоносителя по общему для параллельных петель участку контура; G_i – расход по i -й петле.

На основе приведенной системы дифференциальных уравнений были реализованы ММ каждого из сопряженных контуров, которые впоследствии были объединены в одном алгоритме расчета теплогидродинамики САРХ ГАСТ. Рассмотренная задача решалась на ПЭВМ Pentium IV методом конечных разностей при помощи пакета MathCad. Исходная информация для расчетного исследования (геометрические размеры, основные теплофизические параметры контуров при работе ГАСТ в стационарном режиме на номинальной мощности и другие) взяты из технического проекта ГАСТ.

В работе исследовалась теплогидродинамика переходных процессов при расхолаживании РУ одним и тремя каналами САРХ. При этом предполагалось, что канал САРХ отводит треть от располагаемой тепловой мощности основного контура

$Q_{\text{расп}}$ на момент аварии при расхолаживании тремя каналами и всю $Q_{\text{расп}}$ при работе одного канала САРХ. В зависимости от исследуемого режима, основной контур представлялся эквивалентным контуром естественной циркуляции теплоносителя, в котором начальный уровень мощности активной зоны РУ, расход среды G_1 и площади проходного сечения расчетных участков определялись по следующим условиям на начальный момент времени процесса расхолаживания $\tau = 0$:

$$\frac{Q_{\text{расп}}}{n} = G_1(i_{\text{вых}} - i_{\text{вх}})_{\text{аз}}, \quad (6)$$

$$H_{\text{дв},1} = \sum_i (\Delta P_{r,i})_1, \quad (7)$$

где n – количество каналов САРХ, участвующих в расхолаживании РУ; $H_{\text{дв},1}$ и $\sum_i (\Delta P_{r,i})_1$ – соответственно движущий напор ЕЦ и суммарно гидравлическое сопротивление I контура при расходе среды G_1 , определяемом из уравнения (6).

Результаты исследования приведены в виде графиков на рис. 2, 3.

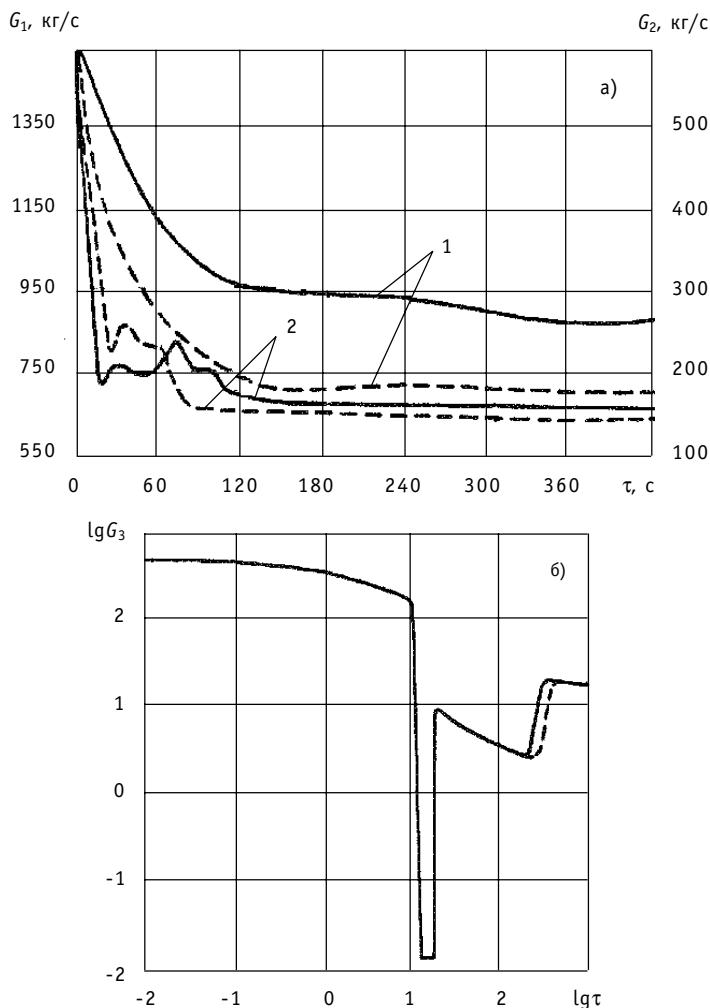


Рис.2 Изменение расходов по основному G_1 , промежуточному G_2 (а) и сетевому G_3 (б) контурам ГАСТ при расхолаживании одним (сплошная линия) и тремя (пунктирная линия) каналами САРХ: 1 - изменение G_1 , 2 - изменение G_2

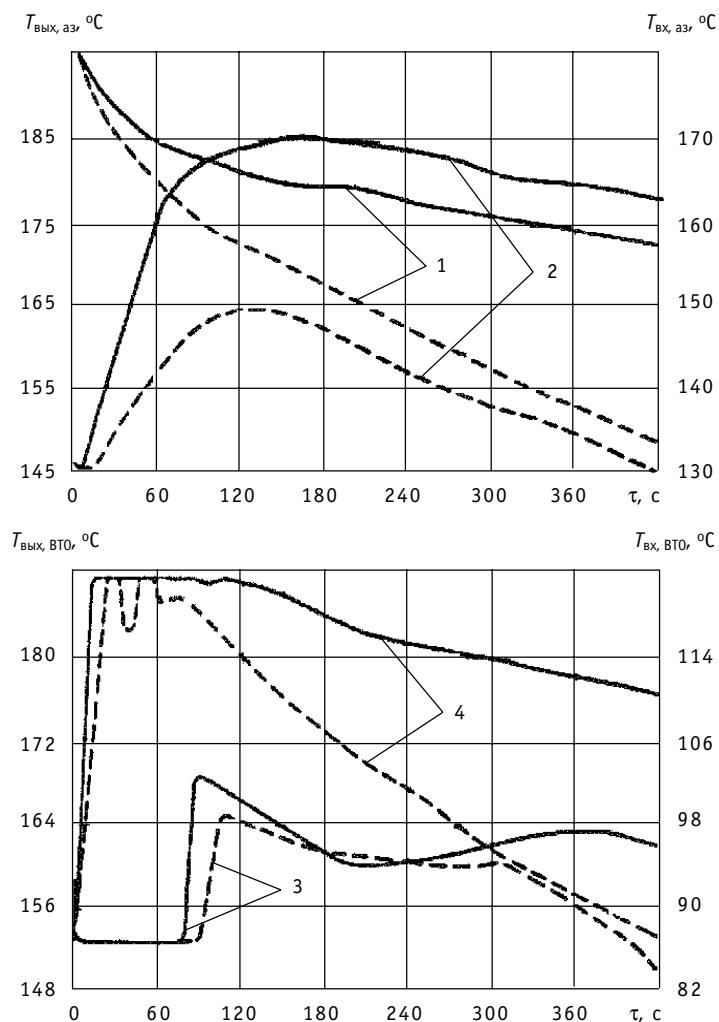


Рис. 3. Изменение температуры теплоносителя I контура на выходе из активной зоны (а) и температуры теплоносителя промконтура на входе и выходе из ВТО (б) при расхолаживании одним (сплошная линия) и тремя (пунктирная линия) каналами САРХ: 1 - измерение $T_{\text{вых}, \text{АЗ}}$, 2 - $T_{\text{вх}, \text{АЗ}}$, 3 - $T_{\text{вх}, \text{ВТО}}$, 4 - $T_{\text{вых}, \text{ВТО}}$

Рассматривая динамику основных параметров контуров, можно отметить следующее.

- После сброса аварийной защиты уменьшается расход теплоносителя по основному контуру установки, растет температура среды на входе в активную зону. Температура же теплоносителя на выходе из активной зоны устойчиво падает вследствие резкого сброса тепловой мощности реактора. По истечении (120–240) с от начала процесса в зависимости от числа работающих каналов САРХ теплогидродинамика основного контура ГАСТ стабилизируется, температура на входе в активную зону начинает понижаться, что свидетельствует о нормализации теплоотвода через теплообменники I-II контуров (ВТО) и установлении устойчивого расхолаживания РУ. Во всех исследованных режимах САРХ ГАСТ вскипание теплоносителя основного контура не наблюдалось.

- В промежуточном (втором) контуре ГАСТ в начальный период расхолаживания из-за резкого падения расхода теплоносителя в связи с остановом циркуляционного насоса наблюдается незначительное вскипание среды на выходе из ВТО.

Длительность процесса кипения зависит от числа работающих каналов САРХ и колеблется от 50 с (3 канала) до 110 с (1 канал). Величина массового расходного паросодержания при этом во всех исследованных режимах не превышала (0,3–0,4)%. При появлении паровой фазы на выходе из ВТО в процессе расхолаживания гидродинамическая характеристика контура существенно изменяется и может стать неустойчивой, что приведет к появлению пульсаций расхода. По прошествии ~100 с с начала расхолаживания все основные параметры промежуточного контура стабилизируются, теплоотвод через СТО нормализуется, температуры на входе и выходе из ВТО начинают устойчиво спадать. Следует отметить, что длительность переходного процесса в промежуточном контуре меньше, чем в основном, ввиду меньшей инерционности системы.

- В сетевом контуре ГАСТ в первые секунды после начала расхолаживания расход теплоносителя через СТО создается за счет выбега насоса. Далее происходит резкий спад G_3 вследствие срабатывания быстродействующей отсечной арматуры сетевого контура. Задвижки САРХ еще не успевают открыться настолько, чтобы имела место циркуляция. В течение 3 с расход охлаждающей среды через СТО отсутствует. К 10-й с процесса происходит ввод в действие САРХ и устанавливается расход аварийного запаса воды через СТО порядка 6 кг/с. К 240-й с процесса расхолаживания в подъемном участке САРХ вследствие его прогревания появляется перегретый пар, генерируемый в СТО, резко растет напор ЕЦ и расход по контуру до 21 кг/с. Далее САРХ функционирует согласно проекту: циркуляция спадает очень медленно за счет уменьшения уровня воды в баке аварийного запаса. Количество работающих каналов существенного влияния на теплогидродинамику отдельного канала САРХ не оказывает.

Литература

1. Митенков Ф.М. Моторов Б.И. Нестационарные режимы судовых ядерных паропроизводящих установок. – Л.: Судостроение, 1970.
2. Замятин С.А. Анализ эффективности работы системы аварийного расхолаживания АСТ//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1991. – № 4-5. – С.100-106.

Поступила в редакцию 29.12.2003

МИТЕНКОВ Федор Михайлович

Родился 25 ноября 1924 г., окончил среднюю школу в 1941 г. и поступил в Саратовский государственный университет на физический факультет, который окончил в 1950 г. В 1948 г. окончил также Всесоюзный заочный юридический институт в Саратове. С 1942 по 1946 гг. служил в Советской Армии – участник Великой Отечественной войны.

Производственную деятельность начал в 1950 г. в Конструкторском бюро машиностроительного завода в г.Горьком, где вначале занимался теоретическим обоснованием проектов диффузионных машин для получения обогащенного урана. Позднее участвовал как ведущий исполнитель в создании уникального оборудования для атомной промышленности и энергетики. С 1964 г. работает в Опытном конструкторском бюро машиностроения (ОКБМ), где прошел путь от начальника отдела до директора и Генерального конструктора (с 1969 по 1997 гг.). В настоящее время – научный руководитель Федерального научно-производственного центра, Федерального государственного унитарного предприятия «Опытное конструкторское бюро машиностроения» (ФГУП «ОКБМ»).

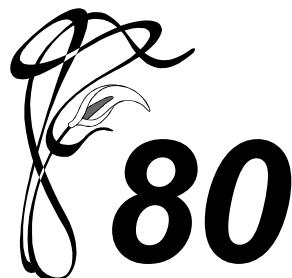
Известный ученый, руководитель работ в области атомного энергетического машиностроения. Внес значительный вклад в разработку и создание ядерных реакторов для атомных электростанций, гражданского и военно-морского флота. Под руководством Ф.М. Митенкова в ОКБМ были созданы атомные паропроизводящие установки для атомных ледоколов «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз», «Таймыр», «Вайгач», «Ямал»; лихтеровоза «Севморпуть», атомных подводных лодок и надводных кораблей ВМФ; реакторы на быстрых нейтронах БН-350, БН-600, ядерные реакторы для атомных станций теплоснабжения и проекты реакторных установок для малой атомной энергетики.

Действительный член АН СССР (РАН) по отделению механики и процессов управления (1990 г.). Инициатор создания, один из основателей и ведущих преподавателей (с 1968 г. профессор) физико-технического факультета Горьковского политехнического института (ныне НГТУ). Председатель Ученого совета по защите кандидатских и докторских диссертаций при НГТУ.

Автор (соавтор) около 300 публикаций и докладов, более 40 изобретений.

Заслуженный деятель науки и техники. В 1992-1993 гг. Президент Российской Ядерного общества. Герой Социалистического труда, лауреат Ленинской премии и Государственных премий СССР и Российской Федерации, Почетный член Европейского Ядерного общества (ENS Honoris Member). Почетный гражданин Нижнего Новгорода.

Большой личный вклад Ф.М. Митенкова в развитие отечественной и мировой атомной энергетики отмечен присуждением Ф.М. Митенкову в 2004 г. престижной международной энергетической премии «Глобальная энергия» «За разработку физико-технических основ и создание энергетических реакторов на быстрых нейтронах» (совместно с американским ученым Л.Кохом).



ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 620.9:519.7

Interregional Energy Exchange Modeling by Using MESSAGE Code | E.V. Fedorova, T.G. Zorina; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 2 tables, 13 illustrations. – References, 9 titles.

MESSAGE successful application for interregional energy exchange modeling was demonstrated. MESSAGE is a IIASA program product which is distributed among the Member States as an energy systems prognosis tool. The simulation result is the optimum energy system strategy. The optimization criterion is minimum of total leveled system costs. The existing energy interchange scheme between Russia and Belarus was considered as a test problem. Russian gas, oil and electricity export to Belarus and Belarus motor fuel export to Russia was modeled. Nuclear energy was considered to be an alternative energy source for Belarus energy system.

УДК 621.039.58

Extension of Control Room Operator Information Support by the SPDS System Installation | S.A. Andrushechko; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2004. – 11 pages, 4 illustrations. – References, 1 title.

The article is devoted to description of development and design of safety parameters display system (SPDS) for the 1, 2 units of Kola NPP with WWER-440 reactors. This system is based on advance representation of unit safety on the base of «Critical safety functions» (CSF). Accepted CSF for Kola units and degree of their severity while abnormal and accidental conditions, principles of CSF control for safety barriers destruction prevention are described. Algorithms of CSF calculations and men-computer interface and technical means of SPDS are also described.

УДК 621.039.53

Video-monitoring System of In-core Constructions for WWR-c Reactor | O.Yu. Kochnov, N.D. Lukin; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2004. – 3 pages, 5 illustrations. – References, 2 titles.

The requirements of video-monitoring system for WWR-c reactor (Obninsk) was presented in this article. The short characteristics and structure scheme of this device was done. The results of video-monitoring process was shown. The conclusion about possibilities of using such equipment for additional purposes in the future was done.

УДК 621.039.532.21

Calculation of the Reactor Graphite Durability for RBMK-1000 Considering the Axial Irregularity of Energy Release | V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2004. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 3 titles.

The work given suggests the calculation of the reactor graphite durability for RBMK-1000 considering the axial irregularity of energy release. The paper covers the following aspects: procedure of the computation of the arrays of the product uranium-graphite reactor operational parameters; the volumetric heat intensity distribution considering the axial reactor core profiling; the methods of the calculation of the axial distribution of critical neutron fluence considering real equivalent radiation temperature of the graphite reactor and the values of neutron fluence (neutron energy higher than 180 keV) on the inside surface of the graphite block and average values.

УДК 621.039.51

On Safety Non-reactor Management of Fissile Materials when a Weak Neutron Source is Available | Yu.V. Volkov, V.V. Frolov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 5 pages, table, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The authors have studied factors contributing into delay of accelerating process when a linear input of super criticality into a system containing fissile materials takes place, there being a weak inherent internal neutron source.

A straightforward procedure of assessing mean time of delay for the acceleration process as well as the multiplication factor at which the process starts developing have been proposed

УДК 621.039.526

Physical Model of Stress-strain State of BN-type Reactor Absorber Pins in Conditions of Absorber-cladding Mechanical Interaction | A.A. Touzov, A.A. Kamaev; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 12 titles.

The main problem arising at evaluating the control rod absorber elements efficiency of the BN-type reactors for conditions of absorber high burn up is a correct account of swelling absorber cladding mechanical interaction. To solve this task there has been developed a physical model of complicated stressed-strained state calculation for the absorber element under steady operation conditions. Main hypotheses have been formulated for the scheme of cladding loading due to inner pressure of the absorber stack with taking into account of swelling and creep effects and unidirectional plastic strains for cladding. The list of initial data required has been defined.

An analysis of published domestic and foreign data for recorded cases of cladding failure as a result of mechanical interaction with absorber has been carried out. Based on the analysis results the test model for verification of the calculation procedure element efficiency evaluation has been chosen, and initial data for calculations have been prepared.

УДК 502.3: 546.42

Analysis of Forecast of Sr-90 Run-off with the Techa River Water | Yu.G. Mokrov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 table, 1 illustration. – References, 8 titles.

Analysis of the Techa River contamination forecast made 10 years ago, is made with the use of a simple prediction model based on hydrological monitoring of the river system and expert assessments of ^{90}Sr inflow into the open hydrographic system. It is shown that prediction estimated obtained earlier correspond to up-to-date tasks on Sr-90 runoff in the Techa River middle stream (Muslyumovo village). The conclusion is approved that at the moment the Techa River system in the state of radioactive contamination stabilization. For future predictions it is proposed to use verified data on ^{90}Sr filtration capacity from the from the Techa Reservoir cascade in the open hydrographic system.

УДК 621.039.75

Deactivating Polymeric Coats on the Basis of Butylacrilate Latexes | M.A. Tuleshova, V.K. Milinchuk; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 6 pages, 4 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.

In the article the results of investigation of formation and surface properties of deactivating polymeric coats on the basis of butylacrilate latexes on modeling solid substrates (steel 3, stainless steel, micarta, poly (methyl methacrylate) (PMMA)) is given. Set that the heating-up period of films depends on minimum temperature of formation of a film. The interfacial tensions of latex films lie in an interval from 32 up to 43 mJ/m², solid substrates – from 37 – 46 mJ/m². The share polar builders of interfacial tension for all polymeric films is approximately identical and makes ~ 70 %; for solid

substrates differ in 3 – 4 times. The quantities of power of adhesion make 88 – 104 mJ/m², the quantities of cohesion lie in an interval from 64 up to 86 mJ/m². Ability to adsorb contaminations for all latex films is approximately identical. The prospects of application of this type of latexes are estimated as deactivating coats for NPP.

УДК 621.039.51

Transport Evaluated Files to Study Particle Transport in Materials Irradiated by Neutrons with Energies up to 150 MeV | A.Yu. Konobeyev, Yu.A. Korovin, G.B. Pilnov, A.Yu. Stankovskiy, A.A. Andrianov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 35 titles.

A new evaluated neutron nuclear data library «Transport Evaluated Files, TREF» to study neutron transport in materials irradiated by neutrons have been elaborated. The files constituting the library contain nuclear data for neutronics calculations for 242 nuclides ranging with atomic number from 8 to 82 in the energy region of primary neutrons from 10⁻⁵ eV to 150 MeV. Below 20 MeV data are taken mainly from ENDF/B-VI (Revision 8) and for some nuclides – from JENDL-3.3 and JEFF-3.0 libraries. The evaluation of emitted particle energy and angular distributions at the energies above 20 MeV was performed with the help of the ALICE/ASH code and the analysis of available experimental data. The results of calculation were adjusted to the data from ENDF/B-VI, JENDL-3.3 or JEFF-3.0 at the neutron energy equal to 20 MeV. The files are written in ENDF-6 format.

УДК 621.039.54

The Method of Calculation of Radiation Conditions around the Shipping Casks with SNF | V.A. Opalovsky, G.V. Tikhomirov, E.F. Kryuchkov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The exploitation of nuclear reactors result in constitution of spent nuclear fuel (SNF). It is necessary to know radiation characteristics of SNF independently of the scenario of management with SNF. There are examination of radiation characteristics on the phases of storage and transportation in shipping casks presented in this article. The characteristic property of this article is the calculate of SNF characteristics by the combined using of SCALE and MCNP programs. The complex SCALE is using for calculations of radiation source. The MCNP program is using for calculations of transfer of radiation.

УДК 621.039.526: 621.039.546.8

Hydraulic Test Facility for Testing of Model Nuclear Reactor | E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.Ya. Ustyanin, V.V. Maksimovskiy, D.S. Lazikyan, V.A. Levchenko, S.V. Borodastov, I.N. Leonov, V.A. Belugin, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Yur'ev; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 14 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 8 titles.

Describing of the main design and hydraulic characteristics of the «MR» test facility created in the «Thermophysics» department is presented in this paper. Equipment, circulating loop of the coolant, hydraulic two-loop reactor model and measuring systems are also described. Scientific and education purposes of this test facility are presented.

УДК 621.039.542: 536.24

Heat Exchange to Lead Coolant in the Annular Gap at Controller Oxygen Content | A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, S.S. Pinaev, A.D. Efanov, Yu.I. Orlov, A.V. Zhukov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 7 illustrations. – Reference, 2 titles

Results of experimental investigations of a convective heat exchange are resulted in leads heat-transfer agent in an annular gap in conditions of regulating and the surveillance of oxygen content.

Probes carried out over the range figures $Pe = 260 - 1000$, $Re = 10000 - 42000$, over the range a specific heat flow of $\sim 25-40 \text{ kWs/m}^2$, the contents thermodynamical active oxygen in lead was bolstered over the range $10^{-7} - 10^0$.

УДК 621.039.534: 519.7

Mathematical Modulation of Transmitting Processes in Complex Associated Heat Transfer Systems at Natural Circulation of Heat Carrier | S.A. Samiatin, A.N. Semenenko; Editorial board of Journal «Izvestia vishshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 2 titles.

The mathematical model describing thermohydraulic processes taking place in the system of emergency getting cooled of NTS is given here. The temporary analysis of transfer states connected with putting into operating of the cooling emergency system was carried out using total external cutting electricity off the station while working at the nominal rate. Here is the conclusion about the workability of the emergency cooling system in the reactor unit at the Gorky Atomic Thermal Station.

НАШИ АВТОРЫ

Авдеев Е.Ф. – к.т.н., доцент, заведующий кафедрой теплофизики Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ). Область научных интересов – гидродинамические и тепловые процессы в контурах ЯЭУ: турбулентное смешение теплоносителя, гидродинамика струйных мишеней.

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

Бойко В.И. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета.

Ефанов А.Д. – д.т.н., профессор, директор теплофизического отделения Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ).

Жуков А.В. – д.т.н., профессор, начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ

Замятин С.А. – к.т.н., доцент НГТУ.

Зорина Т.Г. – преподаватель кафедры промышленного маркетинга и цен Белорусского государственного экономического университета (Минск).

Камаев А.А. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

Конобеев А.Ю. – д.ф.-м.н., с.н.с. кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

Коровин Ю.А. – д.ф.-м.н., профессор, зав. кафедрой общей и специальной физики ИАТЭ. Область научных интересов – взаимодействие высокоэнергетических частиц с веществом; радиационные повреждения конструкционных материалов, облучаемых заряженными частицами и нейтронами; трансмутацияadioактивных отходов. Автор более 200 работ.

Кочнов О.Ю. – зав. отделом АР, главный инженер атомного реактора в Обнинском филиале

ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова, закончил ИАТЭ в 1993 г.

Лукин Н.Д. – зав. сектором эксплуатации АР – зам. главного инженера реактора в Обнинском филиале ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова, закончил Ленинградское высшее военно-морское училище им. Дзержинского в 1960 г.

Максимовский В.В. – ведущий инженер кафедры теплофизики ИАТЭ.

Нестеров В.Н. – аспирант кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета.

Орлов Ю.И. – д.т.н., профессор, главный научный специалист ГНЦ РФ-ФЭИ.

Пинаев С.С. – к.т.н., старший преподаватель кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

Ратман А.В. – начальник производственно-экспериментальной лаборатории ФГУП Горно-химического комбината, г. Железногорск.

Семененко А.Н. – ведущий инженер НГТУ.

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

Тузов А.А. – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Устюжанин А.Я. – ведущий инженер кафедры теплофизики ИАТЭ.

Федорова Е.В. – с.н.с. кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

Чусов И.А. – к.т.н., доцент кафедры теплофизики ИАТЭ.

Шаманин И.В. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета.

Шидловский В.В. – к.ф.-м.н., генеральный директор ФГУП Сибирского химического комбината, г. Северск.

OUR AUTHORS

Avdeev E.F. – Cand.Sci. (Engineering), Associate professor, head of the thermal physics department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering (INPE). Scientific interests – hydrodynamics and thermal processes in outlines of NPP: turbulent mixing of coolant, hydrodynamics of jet targets.

Beznosov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of «Nuclear, thermal Plant and medical engineering» department in the N.Novgorod State Technical University (NNSTU).

Boiko V.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the nuclear power installations department of the physico-technical faculty, Tomsk polytechnic university.

Chusov I.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the thermal physics department of the INPE.

Efanov A.D. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, director of division of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE).

Fedorova E.V. – senior researcher of General and Special Physics Department in the OINPE.

Kamaev A.A. – Cand. Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE

Kochnov O.Y. – head of department AR, chief engineer of the atomic reactor in the Obninsk Branch of the Institute of Physical Chemistry named after L.Ya. Karpov, graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1993.

Konobeyev A.Yu. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), general researcher of the general and special physics department of the OINPE.

Korovin Yu.A. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), head of the general and special physics department of the OINPE. Scientific interests – interaction of high energy particles with matter; radiation damage of structural materials irradiated with charged particles and neutrons; transmutation of radioactive wastes. About 200 publications.

Lukin N.D. – head of exploitation Department AR section, deputy chief engineer of the atomic

reactor in the Obninsk Branch of the Institute of Physical Chemistry named after L.Ya. Karpov, graduated from the Leningrad High Military Sea Engineering School in 1960.

Maksimovskiy V.V. – leading engineer of the thermal physics department of the INPE.

Nesterov V.N. – post-graduate student of the nuclear power installations department of the physico-technical faculty, Tomsk polytechnic university.

Orlov Yu.I. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, head researcher of the SSC RF-IPPE

Pinaev S.S. – Cand. Sci (Engineering), senior lecturer of « Nuclear, thermal plant and medical engineering» department in the NNSTU.

Ratman A.V. – head of production and experimental laboratory, Mining and Chemical Plant, Zheleznogorsk.

Samiatin S.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of «Nuclear, thermal plant and medical engineering» department in the NNSTU.

Semenenko A.N. – chief engineer of «Nuclear, thermal plant and medical engineering» department in the NNSTU.

Semyonov A.V. – post-graduate student of «Atomic, heat plants and medical engineering» department in the NNSTU.

Shamanin I.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the nuclear power installations department of the physico-technical faculty, Tomsk polytechnic university.

Shidlovskiy V.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), director general of Siberian Chemical Combinate, Seversk

Touzov A.A. – Researcher of the SSC RF-IPPE.

Ustujanin A.Ja. – leading engineer of the thermal physics department of the INPE.

Zhukov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, head of section of the SSC RF-IPPE.

Zorina T.G. – lecture of Industrial Marketing and Prices Department of Belarus State Economic University (Minsk).

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2004 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

ÀÊÒÓÀËÜÍÛÀ ÏÐÎÁËÀÌÛ ВÄÄÐÍÎÉ ÝÍÀÐÃÀÒÈÈ

B.B. Петрунин

- Опыт создания и перспективы развития промышленной тяжеловодной реакторной технологии..... 1

А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, В.И. Матвеев

- О целесообразности изменения требований ПБЯ РУ АЭС к плотностной компоненте реактивности обратной связи в быстрых реакторах..... 3

Е.В. Федорова, Т.Г. Зорина

- Моделирование межрегионального энергообмена с помощью программы MESSAGE..... 4

ÀÂCÎÌÀÑÍÎÑÒÙ, ÍÀÄÀÆÍÎÑÒÙ È ÄÈÀÄÍÎÑÒÈÈÀ ВÝÓ

Ю.В. Швыряев

- Современный подход к методологии вероятностного анализа безопасности атомных станций..... 1

А.А. Абакумов, А.А. Абакумов (мл.), Е.А. Касатов

- Магнитный контроль трубопроводов технического водоснабжения АЭС..... 1

А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, В.В. Худаско

- Анализ распределения температуры во фронте ударной волны в металлах..... 1

О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, Н.И. Маркелов

- Математическое моделирование дозовых полей при планировании облучения ремонтного персонала..... 1

С.Е. Щеклеин, О.Л. Ташлыков, Н.И. Маркелов

- Радиационный фактор в проблеме повышения коэффициента использования установленной мощности АЭС..... 1

В.И. Бараненко, С.Г. Олейник, О.А. Беляков, Л.С. Светлова, Р.С. Истомин

- Влияние выбора конструкционных материалов на повреждаемость теплообменных труб парогенераторов АЭС с PWR и ВВЭР..... 2

В.И. Бараненко, С.Г. Олейник, Л.С. Осипова, Р.С. Истомин, С.А. Баклашов

- Использование программно-методических комплексов на управление сроком эксплуатации элементов второго контура..... 2

А.И. Трофимов, С.И. Минин, А.Н. Савин

- Ультразвуковые преобразователи для автоматизированной ультразвуковой установки дефектоскопии гибов трубопроводов АЭС..... 2

С.А. Андрушечко

- Расширение функций информационной поддержки оператора блочного щита управления за счет внедрения систем представления параметров безопасности..... 4

О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин

- Система визуального осмотра внутриреакторных конструкций реактора ВВР-ц..... 4

ÝÊÈÍÃÈВ ÝÍÀÐÃÀÒÈÈ

В.И. Диценко, Б.И. Яцало, Г.Я. Брук, В.Ю. Голиков

- Анализ структуры доз облучения населения радиоактивно загрязненных территорий с использованием многоуровневых адаптивных моделей оценки доз.....1
Д.Ю. Кремленков, М.Ю. Кремленков

- Оценка экологического риска для наземных экосистем при гипотетических авариях на АЭС.....1

В.К. Олейник, И.И. Крышев

- Результаты радиоэкологической экспедиции по территории 30-километровой зоны Чернобыльской АЭС и двенадцати областей России, Украины и Белоруссии в августе 1986 года.....2
Ю.Г. Мокров

- Анализ прогноза стока стронция-90 с водами р. Течи.....4

М.А. Тулешиова, В.К. Милинчук

- Дезактивирующие полимерные покрытия на основе бутилакрилатных латексов.....4

ÔÈÇÈÈÀ È ÔÀÖÍÈÈÀ ÐÀÀÈÖÎÐÎ

А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А.Е. Артемьев, Н.И. Миронов

- Математическое обеспечение идентификации расхода теплоносителя в топливном канале реактора РБМК на основе информации об азотной активности.....1
В.С. Окунев

- Особенности развития аварийных ситуаций в реакторах типа БН большой мощности с нетрадиционной формой активной зоны.....1
Ю.В. Волков, О.Б. Дугинов

- Представление осколков деления двумя эффективными осколками. Теоретическая модель.....2
Ю.В. Волков, Г.Я. Румянцев

- Элементарная теория кольцевого ядерного реактора (Об устойчивости кольцевых реакторов).....2
Ю.А. Коровин, А.А. Травлеев

- Моделирование транспорта медленных нейтронов для реактора TRIGA.....2
А.Л. Кочетков, Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, И.П. Матвеенко

- О возможностях наработки ^{242m}Am в специальных облучательных устройствах реактора БН-600.....2
Б.Д. Абрамов

- О методе ОРУК определения реактивности.....3
П.А. Андрошенко, М.Р. Малков, Н.А. Соловьев

- Точное моделирование рассеяния тепловых нейтронов методом Монте-Карло по модели идеального газа и приближению наикратчайшего времени столкновения.....3
Ю.В. Волков, О.Б. Дугинов

- Представление осколков деления двумя эффективными осколками.
Часть II. Верификационные расчеты.....3
А.В. Горячев, И.В. Киселева, В.М. Махин, В.Н. Шулимов

- Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя.

- Обобщение результатов по циклу экспериментов «МАЛАЯ ТЕЧЬ».....3
М.В. Кащеев, И.А. Кузнецов

- Аннотация программы ANPEX.....3
А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь

- Исследование аварийных ситуаций с малыми течами первого контура реактора ВВЭР-1000.....3

<i>В.И. Бойко, В.В. Шидловский, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман</i>	
Определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны.....	4
<i>Ю.В. Волков, В.В. Фролов</i>	
О ядерной безопасности внеакторного обращения с ядерными делящимися материалами в присутствии слабого источника нейтронов.....	4
<i>А.А. Тузов, А.А. Камаев</i>	
Физическая модель напряженно-деформированного состояния поглощающих элементов реакторов БН в условиях силового взаимодействия сердечника с оболочкой.....	4

ÒÎÏËÀÍÛÉ ÖÈÊË È ÐÀÍ

<i>О.В. Маслов, С.Г. Олейник, М.В. Максимов</i>	
Анализ возможностей применения однотипных технических средств и методического обеспечения для контроля состояния ядерного топлива и ядерных материалов в реальном времени.....	1
<i>А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев</i>	
Некоторые особенности сжигания кюриевой фракции младших актинидов в нейтронном поле.....	1
<i>С.А. Андрушечко, Б.Ю. Васильев, В.Ф. Украинцев, С.Н. Голощапов</i>	
Разработка и внедрение прибора для измерения глубины выгорания отработавших рабочих кассет реакторов ВВЭР-440 (ФАМОС-III).....	2
<i>М.Ю. Волков, В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев</i>	
Расчеты выгорания топлива с использованием программы MCNP.....	2
<i>Э.Ф. Крючков, М.Ю. Терновых, Г.В. Тихомиров, Ли Цзиньхун, А.Н. Шмелев, М. Сайто</i>	
Топливные циклы с глубоким выгоранием: анализ коэффициентов реактивности.....	3
<i>А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Станковский, А.А. Андрианов</i>	
Оцененные транспортные файлы для исследования переноса частиц в материалах, облучаемых нейtronами с энергией до 150 МэВ.....	4
<i>В.А. Опаловский, Г.В. Тихомиров, Э.Ф. Крючков</i>	
Методика расчета радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ.....	4

ÒÀÏËÎÒÈÇËÅÀ È ÒÀÏËÎÄÅÄÀÅËÈÀ

<i>В.С. Гольба, А.С. Шелегов</i>	
Внешняя задача применительно к методике точечного источника тепла для решения сопряженной задачи теплообмена в сборках стержневых твэлов.....	1
<i>Ю.Н. Корниенко</i>	
Выход и обобщение форм-факторов квазиодномерных моделей коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена неоднородных потоков.	
Каналы кольцевой геометрии.....	1
<i>Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин</i>	
Расчетный анализ перемещения и затвердевания расплава диоксида урана в кольцевом канале в условиях эксперимента TRAN.....	2
<i>Ю.Н. Корниенко</i>	
Выход и обобщение форм-факторов квазиодномерных моделей коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена неоднородных потоков. Сборки ТВС.....	2
<i>Г.В. Кузнецов, С.Ф. Санду</i>	
Математическое моделирование работы высокотемпературных тепловых труб в теплопередающих устройствах современных энергетических установок.....	2

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.А. Карпенко

Интегральная струйная модель расчета теплогидравлических параметров теплоносителя в активной зоне реакторов корпусного типа с неочехленными ТВС.....3

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.А. Карпенко

Определение коэффициентов турбулентного обмена при расчете полей скорости и температуры в модельной сборке реактора БРЕСТ-ОД-300.....3

В.И. Королев, И.И. Лощаков

Исследование режима поверхностного кипения в активных зонах транспортных реакторов....3

В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина

Колебания гидродинамически связанных систем.....3

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.Я. Устюжанин, В.В. Максимовский, Д.С. Лазикян, В.А. Левченко,

С.В. Бородастов, И.Н. Леонов, В.А. Белугин, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев

Гидравлический стенд для испытания моделей ядерных реакторов.....4

А.В. Безносов, А.В. Семенов, С.С. Пинаев, А.Д. Ефанов, Ю.И. Орлов, А.В. Жуков

Теплоотдача к свинцовому теплоносителю в кольцевой щели при контролируемом содержании кислорода.....4

С.А. Замятин, А.Н. Семененко

Математическое моделирование переходных процессов в сложных сопряженных теплопередающих контурах при естественной циркуляции теплоносителя.....4

ІІÄÄІОІАÈÀ ÈÀÄÐÌÀ

Г.А. Реймаров, Р.К. Грицук

Системный подход к оценке персонала.....2

С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, В.И. Велькин, А.Г. Шастин, В.Н. Дементьев, Н.И. Маркелов, Ю.И. Сорокин

Опыт сотрудничества концерна «Росэнергоатом» и Уральского государственного технического университета в области подготовки специалистов для технического обслуживания и ремонта оборудования АЭС.....3

ÀÒÍÍÛÀ ÝËÅÈÒÐÎÑÒÀÍÖÈÈ

В.С. Востоков, А.В. Ходыкин

Исследования устойчивости ротора турбомашины одноконтурной АЭС.

О возможности замены квадратичной нелинейности на кубическую для системы электромагнитного подвеса ротора.....3

ÌÀÒÅÐÈÀËÛ È ВÄÅÐÍÀВ ÝÍÅÐÃÀÒÈÈ

Ю.В. Шумов, И.Н. Горелов, Ю.А. Федоров

Влияние температуры на скорость роста оксидной пленки, образующейся при окислении ферритно-мартенситной стали в потоке эвтектического сплава свинец-висмут.....3

Ê ÇÀÙÈÒÀ ÄÈÑÑÅÐÒÀÖÈÈ

В.А. Галкин, Д.А. Рыжиков, В.И. Савельев

Моделирование спектров излучения заряженных частиц, движущихся в гетерогенных средах.....2

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2004

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V.V. Petrunin</i> Industrial Heavy-Water Reactor Technology Creation Experience and Development Prospects.....	1
<i>A.V. Danilytshev, D.G. Elistratov, V.I. Matveev</i> On Expediency of Change of Requirements RNS RI APP to Sodium Density a Component of Reactiviti of a Feedback In Fast Reactors.....	3
<i>E.V. Fedorova, T.G. Zorina</i> Interregional Energy Exchange Modeling by Using MESSAGE Code.....	4

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>Yu.V. Shvyryaev</i> The Modern Approach to Methodology of Probabilistic Safety Analysis.....	1
<i>A.A. Abakumov, A.A. Abakumov (junior), E.A. Kasatov</i> Magnetic Inspection of Pipelines in Industrial Water-Supply of NPPs.....	1
<i>A.I. Trofimov, M.A. Trofimov, V.V. Hudasko</i> The Analysis of Temperature Distribution in Front of a Shock Wave in Metals.....	1
<i>O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, N.I. Markelov</i> Mathematical Simulation of Dose Fields in the Planning of Repair Stuff Irradiation.....	1
<i>S.Ye. Sheklein, O.L. Tashlykov, N.I. Markelov</i> Radiation Factor in the Problem of APR Use Ratio Improvement.....	1
<i>V.I. Baranenko, S.G. Oleinik, O.A. Belyakov, L.S. Osipova, R.S. Istomin</i> Influence of choice design materials on NPP PWR and VVER SG Damage.....	2
<i>V.I. Baranenko, S.G. Oleynik, L.S. Osipova, R.S. Istomin, S.A. Baklashov</i> Usage of Software-Methodical Complexes for NPP Second Circuit Elements Lifetime Management.....	2
<i>A.I. Trofimov, S.I. Minin, A.N. Savin</i> Ultrasonic Converters for the Automated Ultrasonic Installation of Diagnostics the Bent Pipelines NPPs.....	2
<i>S.A. Andrushechko</i> Extension of Control Room Operator Information Support by the SPDS System Installation.....	4
<i>O.Yu. Kochnov, N.D. Lukin</i> Video-monitoring System of In-core Constructions for WWR-c Reactor.....	4

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>V.I. Didenko, B.I. Yatsalo, G.Y. Bruk, V.Yu. Golikov</i> Dose Analysis for the Population of Radioactive Contaminated Territories with the Use of Multilevel Adaptive Dose Models.....	1
<i>D.Y. Kremlenkov, M.Y. Kremlenkov</i> The Estimate of Ecological Risk for Ground Ecosystems in Case of Nuclear Power Plant Failures.....	1

V.K. Oleynik, I.I. Kryshev

- Results of Radioecological Expedition on Territory 30-Kilometer Zone of Chernobyl Nuclear Power Plant and Twelve Regions of Russia, Ukraine and Byelorussia in August 1986.....2

Yu.G. Mokrov

- Analysis of Forecast of Sr-90 Run-off with the Techa River Water.....4

M.A. Tuleshova, V.K. Milinchuk

- Deactivating Polymeric Coats on the Basis of Butylacrilate Latexes.....4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.Y. Artemiev, N.I. Mironov

- Mathematical Equipment for Flow Rate Identification in the Fuel Channels of RBMK-Reactor Based on Nitrogen Activity Data.....1

V.S. Okunev

- Peculiarities of Realization of the Abnormal Events in Large Power BN-type Reactors with Non-traditional Form of Core.....1

Yu.V. Volkov, O.B. Duginov

- Method for Description of Fission Fragments by Two Psevdo-Fission Fragments. Theoretical Model.....2

Yu.V. Volkov, G.Ya. Rumiantcev

- Elementary Theory of the Ring Nuclear Reactor (Stability of the Ring Reactor).....2

Yu.A. Korovin, A.A. Travleev

- Simulation of Slow Neutron's Transport for TRIGA Reactor.....2

A.L. Kochetkov, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, I.P. Matveenko

- On Possibility of Production ^{242m}Am in the Special Installations.....2

P.A. Androsenko, M.R. Malkov, N.A. Soloviev

- Direct Simulation of Thermal Neutron Scattering by Monte Carlo Method Using Free Gas Model and Short Collision Time Approximation.....3

Yu.V. Volkov, O.B. Duginov

- The Method for Description of Fission Fragments by Two Psevdo-Fission Fragments. Part II – Testing.....3

A.V. Goryachev, I.V. Kiseleva, V.M. Makhin, V.N. Shulimov

- Integral In-Pile Experiments with a VVER-Type Fuel Assembly «SB-LOCA»-Test.....3

M.V. Kascheev, I.A. Kuznetsov,

- The Code ANPEX Abstract.....3

A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdin

- Research of Emergency Situations with Small Leaks of the First Circuit of Reactor VVER-1000.....3

V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman

- Calculation of the Reactor Graphite Durability for RBMK-1000 Considering the Axial Irregularity of Energy Release.....4

Yu.V. Volkov, V.V. Frolov

- On Safety Non-reactor Management of Fissile Materials when a Weak Neutron Source is Available.....4

A.A. Touzov, A.A. Kamaev

- Physical Model of Stress-strain State of BN-type Reactor Absorber Pins in Conditions of Absorber-cladding Mechanical Interaction.....4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

O.V. Maslov, M.V. Maximov, S.G. Oleynik

- The Analysis of Possibilities to Use Single-Type Hardware and Methodology for Real Time Monitoring of Nuclear Fuel and Nuclear Materials Condition.....1

A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev

- Some Features of Burn-up of Curium Fraction from Minor Actinides in Neutron Field.....1

S.A. Andrushevko, S.N. Goloshapov, V.F. Ukrainstev, B.Yu. Vasiliev

- Development and Implementation of the Device for Measurement of Spent Fuel Assemblies

- Burn-up For the VVER-400 Reactor (FAMOS-III).....2

M.Yu. Volkov, V.V. Kolesov, V.F. Ukrainstev

- MCNP-based Nuclear Fuel Burn-up Calculations.....2

E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev, M.Yu. Ternovskykh, G.V. Tikhomirov, Li Jinhong, M. Saito

- Fuel Cycles with High Fuel Burn-Up: Analysis of Reactivity Coefficients.....3

A.Yu. Konobeyev, Yu.A. Korovin, G.B. Pilnov, A.Yu. Stankovskiy, A.A. Andrianov

- Transport Evaluated Files to Study Particle Transport in Materials Irradiated by Neutrons

- with Energies up to 150 MeV.....4

V.A. Opalovsky, G.V. Tikhomirov, E.F. Kryuchkov

- The Method of Calculation of Radiation Conditions around the Shipping Casks with SNF.....4

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

V.S. Golba, A.S. Shelegov

- External Problem with Reference to a Technique of a Local Heat Source for the Calculation of the Conjugated Heat Transfer Problem in Fuel Rods Assemblies.....1

Yu.N. Kornienko

- Derivation and Generalization of the Form-Factors for Quasi-one-dimension Models of Wall Friction, Heat- and Mass Transfer Coefficients in Non-homogeneous Coolant Flow.

- Channels of Annular Geometry.....1

G.N. Vlasichev, G.B. Usynin

- Calculation Analysis of Relocation and Freezing of Uranium Dioxide Melt in the Ring Channel in Conditions of Experiment TRAN.....2

Yu.N. Kornienko

- Derivation and Generalization of the Form-factors for Quasi-one-dimension Models of Wall Friction, Heat- and Mass Transfer Coefficients in Non-homogeneous Coolant Flow.

- Pin Bundles.....2

G.V. Kuznetsov, S.F. Sandu

- Mathematical Modeling of High-Temperature Heat Pipes Operation in Heat Transfer Units of Modern Nuclear Power Plants.....2

E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko

- Integral Jet Computation Model of Thermalhydraulic Parameters of a Coolant Flow in Bundles of a Vessel Type Reactors' Core.....3

E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko

- Turbulent Exchange Coefficient Determination at Velocity and Temperature Fields Computation of Coolant in Reactor BREST-OD-300 Model Assembly.....3

V.I. Korolev, I.I. Loshchakov

- The Study of the Mode of the Surface Boiling in Transport Active Zone.....3

V.S. Fedotovsky, T.N. Verestchagina

- Vibrations of Hydrodynamically Coupled Systems.....3

<i>E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.Ya. Ustujanin, V.V. Maksimovskiy, D.S. Lazikyan, V.A. Levchenko, S.V. Borodastov, I.N. Leonov, V.A. Belugin, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Yur'ev</i>	
Hydraulic Test Facility for Testing of Model Nuclear Reactor.....	4
<i>A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, S.S. Pinaev, A.D. Efanov, Yu.I. Orlov, A.V. Zhukov</i>	
Heat Exchange to Lead Coolant in the Annual Gap at Controller Oxygen Content.....	4
<i>S.A. Samiatin, A.N. Semenenko</i>	
Mathematical Modulation of Transmitting Processes in Complex Associated Heat Transfer Systems at Natural Circulation of Heat Carrier.....	4

TRAINING OF PERSONNEL

<i>G.A. Reimarov, R.K. Gritsuk</i>	
System Approach to Staff Assessment.....	2
<i>S.E. Sheklein, O.L. Tashlikov, V.I. Velkin, A.G. Shastin, V.N. Dementev, N.I. Markelov, Yu. I. Sorokin</i>	
The Cooperatiouos of "ROSENERGOATOM" and Ural State Technical University in the Area of Personnel.....	3

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>V.S. Vostokov, A.V. Khodykin</i>	
Investigation of Single-Circuit NPP Turbomachine Rotor Stability. On the Possibility of Quadratic Nonlinearity Substitution by Cubic One for the System of Electromagnetic Rotor Suspension.....	3

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>Yu.V. Shumov, I.N. Gorelov</i>	
The Temperature Effect upon the Oxide Layer Growth Rate which Forms during Oxidation in the Eutectic Pb-Bi Alloy Stream.....	3

H.D. PRESENTATION

<i>V.A. Galkin, D.A. Ryzhikov, V.I. Saveliev</i>	
Simulation of Transition Radiation for Charged Particles Moving in Heterogeneous Media.....	2

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абакумов А.А.....	1	Карпенко А.А.....	3
Абакумов (мл.) А.А.....	1	Касатов Е.А.....	1
Абрамов Б.Д.....	3	Кашеев М.В.....	3
Авдеев Е.Ф.....	3, 4	Киселева И.В.....	3
Аксенов В.И.....	3	Колесов В.В.....	2
Андранинов А.А.....	4	Корниенко Ю.Н.....	1, 2
Андросянко П.А.....	3	Коровин Ю.А.....	2, 4
Андрушечко С.А.....	2, 4	Королев В.И.....	3
Апсэ В.А.....	1	Кочетков А.Л.....	2
Артемьев А.Е.....	1	Кочнов О.Ю.....	4
Баклашов С.А.....	2	Кремленков Д.Ю.....	1
Бараненко В.И.....	2	Кремленков М.Ю.....	1
Безносов А.В.....	4	Крышев И.И.....	2
Белугин В.А.....	4	Крючков Э.Ф.....	3, 4
Беляков О.А.....	2	Кузнецов Г.В.....	2
Бойко В.И.....	4	Кузнецов И.А.....	3
Бородастов С.В.....	4	Лазикян Д.С.....	4
Брук Г.Я.....	1	Левченко В.А.....	2, 4
Васильев Б.Ю.....	2	Левченко Ю.Д.....	4
Велькин В.И.....	3	Леонов И.Н.....	4
Верещагина Т.Н.....	3	Лощаков И.И.....	3
Власичев Г.Н.....	2	Лукин Н.Д.....	4
Волков М.Ю.....	2	Максимов М.В.....	1
Волков Ю.В.	2, 3, 4	Максимовский В.В.....	4
Востоков В.С.....	3	Малков М.Р.....	3
Галкин В.А.....	2	Маркелов Н.И.....	1, 3
Голиков В.Ю.....	1	Маслов О.В.....	1
Голощапов С.Н.....	2	Матвеев В.И.....	3
Гольба В.С.....	1	Матвеенко И.П.....	2
Горелов И.Н.....	3	Махин В.М.....	3
Горячев А.В.....	3	Милинчук В.К.....	4
Грицук Р.К.....	2	Минин С.И.....	2
Данилычев А.В.....	3	Миронов Н.И.....	1
Дементьев В.Н.....	3	Мокров Ю.Г.....	4
Диденко В.И.....	1	Нестеров В.Н.....	4
Дугинов О.Б.....	2, 3	Овсянникова Н.В.....	1
Елистратов Д.Г.....	3	Окунев В.С.....	1
Ефанов А.Д.....	4	Олейник В.К.....	2
Жуков А.В.....	4	Олейник С.Г.....	1, 2
Загребаев А.М.....	1	Опаловский В.А.....	4
Замятин С.А.....	4	Орлов Ю.И.....	4
Зорина Т.Г.....	4	Осипова Л.С.....	2
Истомин Р.С.....	2	Петрунин В.В.....	1
Казанский Ю.А.....	2	Пильнов Г.Б.....	4
Камаев А.А.....	4	Пинаев С.С.....	4

Ратман А.В.....	4	Украинцев В.Ф.....	2
Реймаров Г.А.....	2	Устюжанин А.Я.....	4
Румянцев Г.Я.....	2	Усынин Г.Б.....	2
Рыжиков Д.А.....	2	Федоров Ю.А.....	3
Савельев В.И.....	2	Федорова Е.В.....	4
Савин А.Н.....	2	Федотовский В.С.....	3
Сайто М.....	3	Фролов В.В.....	4
Конобеев А.Ю.....	4	Ходыкин А.В.....	3
Санду С.Ф.....	2	Худаско В.В.....	1
Светлова Л.С.....	2	Цзиньхун Ли.....	3
Семененко А.Н.....	4	Чусов И.А.....	3, 4
Семенов А.В.....	4	Шаманин И.В.....	4
Сердунь Н.П.....	3	Шастин А.Г.....	3
Синцов А.Е.....	1	Швыряев Ю.В.....	1
Соловьев Н.А.....	3	Шелегов А.С.....	1
Сорокин Ю.И.....	3	Шидловский В.В.....	4
Станковский А.Ю.....	4	Шкаровский А.Н.....	3
Ташлыков О.Л.....	1, 3	Шмелев А.Н.....	1
Терновых М.Ю.....	3	Шмелев А.Н.....	3
Тихомиров Г.В.....	3, 4	Шулимов В.Н.....	3
Травлеев А.А.....	2	Шумов Ю.В.....	3
Трофимов А.И.....	1, 2	Щекlein С.Е.....	1, 3
Трофимов М.А.....	1	Юрьев Ю.С.....	4
Тузов А.А.....	4	Яцало Б.И.....	1
Тулешова М.А.....	4		

II. AUTHOR INDEX

Abakumov (junior) A.A.....	1	Kochnov O.Yu.....	4
Abakumov A.A.....	1	Kolesov V.V.....	2
Aksenov V.I.....	3	Konobeyev A.Yu.....	4
Andrianov A.A.....	4	Kornienko Yu.N.....	1, 2
Androsenko P.A.....	3	Korolev V.I.....	3
Andrushechko S.A.....	2, 4	Korovin Yu.A.....	2, 4
Apse V.A.....	1	Kremlakov D.Y.....	1
Artemiev A.Y.....	1	Kremlakov M.Y.....	1
Avdeev E.F.....	3, 4	Kryshev I.I.....	2
Baklashov S.A.....	2	Kryuchkov E.F.....	3, 4
Baranenko V.I.....	2	Kuznetsov G.V.....	2
Belugin V.A.....	4	Kuznetsov I.A.....	3
Belyakov O.A.....	2	Lazikyan D.S.....	4
Beznosov A.V.....	4	Leonov I.N.....	4
Boiko V.I.....	4	Levtchenko V.A.....	2, 4
Borodastov S.V.....	4	Levchenko Yu.D.....	4
Bruk G.Y.....	1	Loshchakov I.I.....	3
Chusov I.A.....	3	Lukin N.D.....	4
Chusov I.A.....	4	Makhin V.M.....	3
Danilytshev A.V.....	3	Maksimovskiy V.V.....	4
Dementev V.N.....	3	Malkov M.R.....	3
Didenko V.I.....	1	Markelov N.I.....	1, 3
Duginov O.B.....	2, 3	Maslov O.V.....	1
Efanov A.D.....	4	Matveenko I.P.....	2
Elistratov D.G.....	3	Matveev V.I.....	3
Fedorova E.V.....	4	Maximov M.V.....	1
Fedotovsky V.S.....	3	Milinchuk V.K.....	4
Frolov V.V.....	4	Minin S.I.....	2
Galkin V.A.....	2	Mironov N.I.....	1
Golba V.S.....	1	Mokrov Yu.G.....	4
Golikov V.Yu.....	1	Nesterov V.N.....	4
Goloshapov S.N.....	2	Okunev V.S.....	1
Gorelov I.N.....	3	Oleinik S.G.....	1, 2
Goryachev A.V.....	3	Oleynik V.K.....	2
Gritsuk R.K.....	2	Opalovsky V.A.....	4
Hudasko V.V.....	1	Orlov Yu.I.....	4
Istomin R.S.....	2	Osipova L.S.....	2
Jinhong Li.....	3	Ovsyannikova N.V.....	1
Kamaev A.A.....	4	Petrunin V.V.....	1
Karpenko A.A.....	3	Pilnov G.B.....	4
Kasatov E.A.....	1	Pinaev S.S.....	4
Kascheev M.V.....	3	Ratman A.V.....	4
Kazansky Yu.A.....	2	Reimarov G.A.....	2
Khodykin A.V.....	3	Rumiantcev G.Ya.....	2
Kiseleva I.V.....	3	Ryzhikov D.A.....	2
Kochetkov A.L.....	2	Saito M.....	3

Samiatin S.A.....	4	Ternovykh M.Yu.....	3
Sandu S.F.....	2	Tikhomirov G.V.....	3, 4
Saveliev V.I.....	2	Touzov A.A.....	4
Savin A.N.....	2	Travleev A.A.....	2
Semenenko A.N.....	4	Trofimov A.I.....	1, 2
Semyonov A.V.....	4	Trofimov M.A.....	1
Serdun N.P.....	3	Tuleshova M.A.....	4
Shamanin I.V.....	4	Ukrainstsev V.F.....	2
Shastin A.G.....	3	Ustujanin A.Ya.....	4
Sheklein S.Ye.....	1, 3	Usynin G.B.....	2
Shelegov A.S.....	1	Vasiliev B.Yu.....	2
Shidlovskiy V.V.....	4	Velkin V.I.....	3
Shkarovskii A.N.....	3	Verestchagina T.N.....	3
Shmelev A.N.....	1, 3	Vlasichev G.N.....	2
Shulimov V.N.....	3	Volkov M.Yu.....	2
Shumov Yu.V.....	3	Volkov Yu.V.....	2, 3, 4
Shvyryaev Yu.V.....	1	Vostokov V.S.....	3
Sintsov A.E.....	1	Yatsalo B.I.....	1
Soloviev N.A.....	3	Yur'ev Yu.S.....	4
Sorokin Yu. I.....	3	Zagrebayev A.M.....	1
Stankovskiy A.Yu.....	4	Zhukov A.V.....	4
Tashlikov O.L.....	1, 3	Zorina T.G.....	4