

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

A.Н.Анохин, Н.В.Плешакова, В.А.Чепурко

Системный анализ устной коммуникации между операторами БЩУ АЭС в аварийных ситуациях 5

С.В.Богданов, С.Н.Бережной, А.А.Лагутин, В.М.Шелеметьев

Некоторые аспекты использования датчика кислорода в аварийных режимах АЭС 17

Ю.М.Волков, А.И.Воропаев, С.Т.Лескин

Адаптация типовой методики анализа аварийных ситуаций для реакторов типа БН 22

К.А.Иванова, М.А.Скиба, В.А.Чепурко

Метод оценки показателей надежности систем на АЭС в условиях неоднородного потока отказов 29

А.Г.Ильченко, А.Н.Страхов, Д.Н.Магницкий

Пассивная система аварийного питания парогенераторов АЭС с пароводяным инжектором 39

А.И.Перегуда, Д.А.Тимашов

Вероятностный анализ показателей надежности подсистемы СУЗ с учетом периодического контроля исправности 45

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

И.И.Крышев, Е.К.Хандогина, А.Ю.Пахомов, А.И.Крышев, К.Д.Санина

Использование анализа риска для определения интегральных показателей радиационного состояния окружающей среды в районах размещения АЭС 54

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

Ю.Н.Волков, В.И.Наумов

Особенности пространственной кинетики ядерных реакторов при пространственной зависимости доли запаздывающих нейтронов 61

А.М.Загребаев, В.А.Насонова

Вероятностные характеристики плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды 71

Ю.А.Краснов, А.П.Малков, А.Л.Петелин

Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо 79

Ю.А.Кураченко

Подкритические системы для нейтронной терапии: расчетные технологии и характеристики пучков 86

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГРАВЛИКА

А.В.Жуков, Ю.А.Кузина, А.П.Сорокин

Систематизация исследований теплообмена в сборках тзвэлов и некоторые задачи жидкотвердого охлаждения 95

А.А.Ивашкевич

Обобщение опытных данных по критическим тепловым потокам в пучках с треугольным расположением стержней 109

A.B. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок	
Экспериментальное исследование неравновесных теплогидравлических процессов в системе пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР	115
А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин	
Экспериментальное измерение тепловой мощности модели парогенератора реактора ВВЭР в конденсационном режиме в случае запроектной аварии	124
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	
А.В. Алексеев, А.В. Горячев, В.В. Калыгин, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов	
Испытания в реакторе мир топлива ВВЭР-1000 в условиях, моделирующих II и III стадии проектной аварии «Большая течь»	132
А.А. Козарь	
Определение радиационной гетерогенности и поврежденного объема многофазных актиноидных композиций	137
И.С. Курина, О.В. Серебренникова, В.Н. Румянцев, А.М. Дворяшин	
Исследование свойств модифицированных оксидов, структурируемых с помощью нанотехнологии	146
АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	
А.В. Безносов, М.А. Антоненков, П.А. Боков, В.С. Баранова, М.С. Кустов	
Специфика циркуляционных насосов реакторных контуров со свинцовым и свинец-висмутовым теплоносителями	155
П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.Ю. Легких, А.А. Симаков	
Экспериментальные исследования усовершенствованного массообменного аппарата с твердофазным источником кислорода применительно к технологии теплоносителя 44,5%Pb-55,5%Bi	161
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
Ф.А. Балушкин, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, И.Б. Чеблоков, С.Е. Щеклеин, А.Г. Ченцов	
Использование метода динамического программирования для оптимизации демонтажа оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, с целью минимизации облучения	169
А.А. Безбородов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов, И.Р. Суслов, В.И. Фоломеев	
Макроподгрупповое моделирование реакторной установки на быстрых нейтронах	177
А.А. Казанцев	
Модель бака с неконденсирующимся газом	185
ПОДГОТОВКА ПЕРСОНАЛА	
В.А. Кутьков, И.А. Саксаганский, В.В. Ткаченко, Т.Б. Мельницкая, Е.К. Очkin, В.С. Пирский, В.И. Вайзер, М.Ю. Орлов, Н.П. Ткаченко, Ю.С. Трафимов	
Обучение основам защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации	195
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ	
М.Н. Арнольдов, Ф.А. Козлов, Ю.В. Фролов	
В.И. Субботин: страницы жизни и деятельности	204

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova, V.A. Chepurko

- System Analysis of Verbal Communication between NPP Main Control Room Operators during Abnormal Situations 5

S.V. Bogdanov, S.N. Berezhnoy, S.G. Kalyakin, A.A. Lukyanov

- Single Module of Hydrogen Monitoring System within NPP Containment 17

Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin

- Adaptation of Standard Emergency Analysis Approach for BN-Type Reactors 22

K.A. Ivanova, M.A. Skiba, V.A. Chepurko

- Method of Reliability Indices of Systems of the Nuclear Power Station Assessment in a Non-Homogeneous Failure Flow 29

I.Ichenko A.G., Strakhov A.N., Magnitsky D.N.

- Passive system with steam-water injector for emergency supply of steam generators of the NPP 39

A.I. Pereguda, D.A. Timashov

- A Reliability Model for Safety System-Protected Object Complex with Periodic Testing of Safety System 45

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

I.I. Kryshev, E.K. Khandogina, A.Yu. Pakhomov, A.I. Kryshev, K.D. Sanina

- Application of the Risk Analysis for Calculating of the Integral Characteristics of the Environmental Radioactivity in the Areas of Nuclear Power Plants 54

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

Yu.N. Volkov, V.I. Naumov

- The Peculiarities of Nuclear Reactor Space Kinetic at the Space-Depended Part of Delayed Neutrons 61

A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova

- Neutron Density Probabilistic Characteristics in Nuclear Reactor with Stochastic Disturbance in Medium Properties 71

A.Yu. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin

- Methodical Peculiarities and Results of Experimental Investigation of the Physical Characteristics of the SM Reactor Converted to New Fuel 79

Yu.A. Kurachenko

- Subcritical Systems for Neutron Therapy: Simulation Techniques & Performance Criteria 86

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

A.V. Zhukov, J.A. Kuzina, A.P. Sorokin

- Status of Study on Heat Transfer in Fuel Pin Bundles and Some Problems of Liquid-Metal Cooling 95

A.A. Ivashkevitsh

- The generalize of Experimental Data on the Critical Heat Flux in the Clusters with Triangular Disposition of Rods 109

A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsygankov

- Experimental Study of Non-equilibrium Thermal-hydraulic Processes in a Passive VVER Core Reflooding System 115

A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsygankov, D.S. Kalyakin

- Experimental Measurement of the Thermal Capacity of the VVER Steam Generator Model in Condensation Mode in the Event of the Beyond Design Basis Accident 124

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- A.V. Alekseev, A.V. Goryachev, V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, V.N. Shulimov*
VVER-1000 Fuel Irradiation in the MIR Reactor under Conditions Simulating II and III Stage
of the Design-Basis «Large-leak» Accident 132

- A.A. Kozar*
Determination of Radiation Heterogeneity and Damaged Volume of Multiphase Actinide
Compositions 137

- I.S. Kurina, O.V. Serebrennikova, V.N. Rumyantsev, A.M. Dvoryashin*
Investigation of Properties of Modified Oxides Structured by Nanotechnology 146

NUCLEAR POWER PLANTS

- A.V. Beznosov, M.A. Anotonenkov, P.A. Bokov, V.S. Baranov, M.C. Kustov*
Specificities of Reactor Coolant Pumps Units with Lead and Lead-Bismuth Coolant 155

- P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin, A.Yu. Legikh, A.A. Simakov*
Experimental Researches of Advanced Mass Exchanger with Solid-Shase Oxygen Source
in RESPECT to Tecnology of 44,5%Pb-55,5%Bi 161

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

- F.A. Balushkin, A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, I.B. Tcheblokov, S.Ye. Sheklein, A.G. Chentsov*
The Dynamic Programming Method Use for the Decommissioning NPP Equipment
Dismantling for the Purpose of Irradiation Minimization 169

- A.A. Bezborodov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev*
The Macro-Subgroup Simulation of the Fast Reactor Plant 177

- A.A. Kazantsev*
Vessel Model with Incondensible Gas 185

PERSONNEL TRAINING

- V.A. Kutkov, I.A. Saksaganskiy, V.V. Tkachenko, T.B. Melnitskaya, E.K. Ochkin, V.S. Pirskiy,
V.I. Vaiser, M.Yu. Orlov, N.P. Tkachenko, Yu.S. Trafimov*
Training on Fundamentals of Protection of the Public from Threats of Radiological Emergency 195

PERSONALIA

- M.N. Arnoldov, F.A. Kozlov, Yu.V. Frolov*
V.I. Subbotin: The Facts of the Life and Activity 204

СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ УСТНОЙ КОММУНИКАЦИИ МЕЖДУ ОПЕРАТОРАМИ БЩУ АЭС В АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ

А.Н. Анохин¹, Н.В. Плешакова², В.А. Чепурко¹

¹Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск

²Смоленский учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго»
ОАО «Атомтехэнерго»



Коммуникация играет важную роль в совместной ментальной деятельности персонала блочного щита управления АЭС. В работе авторами был выполнен анализ коммуникации, имевшей место при отработке аварийного сценария на полномасштабном тренажере АЭС с ВВЭР-1000. Было проведено интервьюирование операторов и серия из четырех экспериментов. В результате анализа полученной информации идентифицированы и описаны шесть типов коммуникации, оценены их соотношения и количественные характеристики, выявлены и проанализированы факторы, влияющие на коммуникацию. Наиболее значимыми из них являются шум, вызванный работой сигнализации и интенсивными переговорами, и дефицит времени, вынуждающий операторов сокращать свои сообщения. Отмечены используемые операторами способы улучшения коммуникации, а также сформулированы дополнительные рекомендации, направленные на повышение ее эффективности.

ВВЕДЕНИЕ

Известно, что практически все принципиальные оперативные решения по управлению АЭС принимаются на блочном щите управления (БЩУ). Для формирования и реализации этих решений операторы БЩУ должны активно обмениваться информацией не только друг с другом, но и с внешними участниками процесса управления – местными операторами, начальниками смен различных цехов, начальником смены станции, руководителями АЭС, диспетчерами различных служб (энергосистемы, пожарной и др.). Можно выделить две основные задачи коммуникации, обеспечивающие эффективную групповую работу:

- координация деятельности различных субъектов управления;
- формирование и поддержание общей ментальной модели технологического процесса.

Влиянию коммуникации на эффективность работы смены посвящены многочисленные исследования. Так, в работе [5] подчеркивается, что коммуникация помогает совместной выработке плана действий и необходима для уточнения имеющихся или разработки новых стратегий преодоления ситуации. В [9] показано, что

коммуникация мало значима в штатных ситуациях, когда операторы смены точно знают, что происходит. В необычных же ситуациях коммуникация необходима операторам для разъяснения друг другу, почему существующие стратегии не сработают в данной ситуации, а также для поиска совместными усилиями новых стратегий и прогнозирования будущего состояния станции. В работах [3, 4] выявлено, что более эффективные в работе смены использовали стандартную коммуникацию и чаще озвучивали информацию о ситуации, об изменении важных технологических параметров и о появлении сигнализации.

Практически вся коммуникация на БЩУ осуществляется вербально непосредственно «лицом к лицу» либо через средства связи, такие как телефон, громкоговорящая связь. В ходе общения «лицом к лицу» операторы иногда сопровождают сообщения жестами. Наивысшая значимость голосовой коммуникации по сравнению с другими формами взаимодействия в ходе управления констатируется в работах [2, 6, 8].

Наблюдения за поведением операторов во время аварийных ситуаций показали, что интенсивность коммуникации резко возрастает. Это объясняется большим потоком событий, о которых необходимо информировать друг друга, а также значительным объемом действий и команд. В условиях стремительно развивающейся ситуации, дефицита времени и стрессогенных условий устная коммуникация может стать предметом и причиной совершаемых операторами ошибок. Ошибки, допускаемые в ходе самой коммуникации, были исследованы в работе [1]. В этой же работе показано, что наиболее эффективной мерой по снижению вероятности таких ошибок является контрольная обратная связь, например «крепетование» получателем сообщения. Такая обратная связь позволяет проверить идентичность текста и смысла, заложенного в сообщение отправителем, и смысла, понятого получателем.

Современная тенденция к повышению уровня автоматизации БЩУ существенным образом может изменить условия и характер работы операторов. Автоматизация способна улучшить коммуникацию [4]. В то же время новые проекты БЩУ могут также нести определенные проблемы для групповой работы. Так, переход к управлению через компьютер может сузить горизонт наблюдения и препятствовать обмену информацией [7].

Теоретические исследования групповой коммуникации, в основном, посвящены созданию семантических моделей процесса передачи информации, измерению объема коммуникации и классификации типов коммуникации. Такие данные приведены, например, в работе [9], авторы которой изучили и оценили типы коммуникации, такие как обмен информацией, определение стратегий и наблюдение за исполнением.

Настоящая статья посвящена экспериментальному изучению коммуникации операторов БЩУ во время ликвидации аварийной ситуации. Толчком к проведению данного исследования стал возросший в последнее время объем коммуникации, что в свою очередь вызвано переходом к новому поколению процедур на ряде АЭС. Современные процедуры стремятся к максимальной формализации действий операторов. Так, чтобы выполнить очередной шаг процедуры, начальник смены блока (НСБ) должен прочитать его вслух. После этого соответствующий оператор (реактора или турбины) выполняет требуемое действие и докладывает о полученных результатах. Такой порядок повышает надежность действий операторов, однако отнимает время и увеличивает интенсивность и без того перегруженного потока сообщений. О нехватке времени на коммуникацию упоминали в своих интервью многие операторы, подчеркивая, что пошаговое чтение текста процедуры

препятствует выполнению немедленных действий в условиях быстро развивающейся аварийной ситуации.

Этот и другие факторы, влияющие на коммуникацию операторов, анализируются в данной статье на примере действий операторов в условиях наложения двух исходных аварийных событий. В работе выполнена классификация и построены структурные модели шести типов коммуникации, оценен их относительный объем и другие количественные характеристики коммуникации, представлены рекомендации, направленные на улучшение коммуникации.

ТИПЫ КОММУНИКАЦИИ

Простейшим элементом коммуникации является *акт передачи информации* от отправителя к одному или нескольким получателям. В более сложных случаях коммуникация происходит в контексте некоторого действия. Такая коммуникация включает в себя два и более акта передачи информации (например, запрос-ответ). Структурная схема акта передачи информации показана на рис. 1. В самом простом случае этот акт состоит лишь в единственном элементе деятельности, а именно, в том, что отправитель излагает свою информацию. В более сложных случаях получатель обеспечивает обратную связь и либо подтверждает адекватный прием информации, либо просит уточнить или повторить информацию. Отправитель повторяет информацию или сообщает дополнительные сведения. После этого акт может завершиться, либо цикл повторяется до тех пор, пока информация не будет надежно принята получателем.

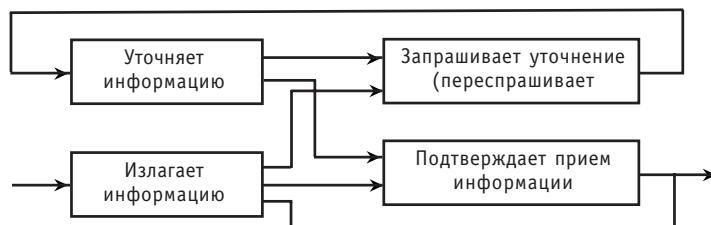


Рис. 1. Схема акта передачи информации от отправителя к получателю

В зависимости от цели и содержания передаваемой информации можно выделить три разновидности актов передачи информации:

- запрос – отправитель запрашивает у получателя некоторую информацию;
- сообщение – отправитель информирует получателя о некоторых событиях;
- команда – отправитель выдает распоряжение получателю выполнить определенные действия.

Акт коммуникации – это комбинация перечисленных выше актов передачи информации. На рисунке 2 показаны шесть типов актов коммуникации между операторами БШУ АЭС, выявленных в ходе исследования.

а). *Информационное сообщение* состоит из одного акта передачи информации одному или нескольким получателям. Обычно информационное сообщение инициируется оператором реактора или турбины (или местными операторами через средства связи). Как правило, такое сообщение содержит информацию о сработавшей сигнализации, отклонении технологических параметров или любых изменениях в состоянии технологического оборудования.

б). *Запрос-ответ* состоит из двух актов передачи информации. В большинстве случаев НСБ запрашивает необходимую информацию у операторов, либо операторы БШУ посыпают запрос местным операторам. Запрос может выражаться как в

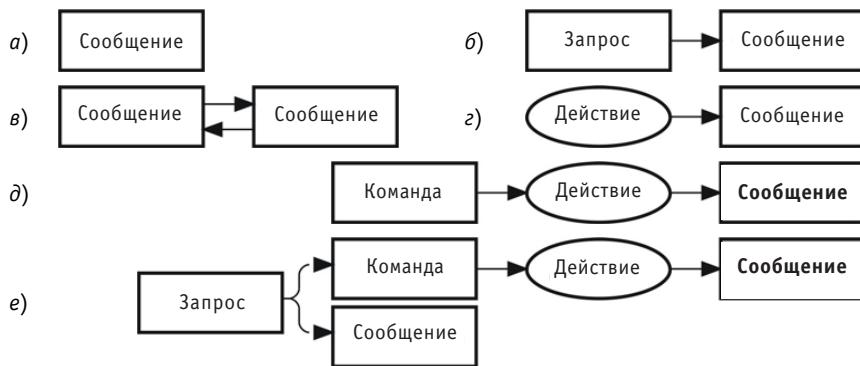


Рис. 2. Структурные диаграммы шести типов коммуникации: а) – информационное сообщение; б) – запрос-ответ; в) – обсуждение; г) – доклад о действии, выполненном без команды; д) – команда-действие; е) – запрос на выполнение действия (шрифтом выделены необязательные акты)

форме вопросительного предложения (например, «Какова текущая концентрация борной кислоты?»), так и в форме команды на выполнение перцептивного действия (например, «Проконтролировать текущую концентрацию борной кислоты»). За запросом следует обязательный ответ.

в). *Обсуждение* возникает случае, когда получатель и отправитель обмениваются информацией и пытаются найти коренную причину ситуации. В ходе совместной дискуссии члены смены БЩУ обычно проясняют текущую ситуацию или договариваются о любых необходимых совместных действиях.

г). *Доклад о действии, выполненном без команды*, имеет место, когда один из операторов (реактора или турбины) самостоятельно выполнил некоторую технологическую операцию. Цель данного типа коммуникации состоит в поддержании осведомленности других членов смены о ситуации.

д). *Команда-действие*. Этот тип коммуникации начинается с команды на выполнение некоторой технологической операции. Инициатором команды обычно является начальник смены, получателем – оператор реактора или турбины. В некоторых случаях команда инициируется операторами БЩУ и адресована полевым операторам. После прохождения команды получатель выполняет заданную операцию (обычно это моторные действия – включение насоса, манипулирование арматурой и др.) и докладывает о результатах. В некоторых случаях доклад отсутствует.

е). *Запрос на выполнение действия* инициируется операторами в случае, если для выполнения действия требуется разрешение начальника смены блока или станции. Получив запрос, начальник смены оценивает ситуацию и либо разрешает выполнить действие, либо запрещает. Получив разрешение, оператор выполняет действие, после которого он может доложить о полученных результатах.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Исследования проводились на полномасштабном тренажере (ПМТ) энергоблока ВВЭР-1000 (проект В-320) Балаковской АЭС. Эксперимент состоял в наблюдении за работой смены БЩУ при отработке аварийного сценария, моделирующего наложение двух событий – течи в парогенераторе из первого контура во второй и течи из первого контура в контейнер. В эксперименте участвовали четыре смены операторов БЩУ. Каждая смена состоит из четырех человек: ведущих инженеров управления реактором (ВИУР) и турбиной (ВИУТ), начальника смены реакторного цеха (НСРЦ) и НСБ. Две смены работали по симптомно-ориентированным процедурам (СОАИ), две – по событийно-ориентированным (САИ).

Действия операторов фиксировались на видеокамеру, велась регистрация всех необходимых технологических параметров, воздействий на органы управления и технологических событий (срабатывания сигнализации, переключения оборудования). Был выполнен иерархический и временной анализ задач. Все устные сообщения, исходящие от операторов БЩУ (160–180 сообщений в каждом прогоне), были классифицированы в соответствии с выявленными видами коммуникации и проанализированы. В результате исследования были получены следующие результаты:

- оценена относительная доля различных типов коммуникации;
- выявлены основные факторы, влияющие на коммуникацию;
- проанализированы и сформулированы меры по улучшению коммуникации.

Всего за четыре прогона аварийного сценария было зафиксировано 529 актов коммуникации. Общая длительность прогонов составила 2 ч 17 мин, при этом коммуникация заняла примерно половину всего времени. Средняя длительность одного акта коммуникации составила 7,7 с. В таблице 1 приведены количественные характеристики для различных типов коммуникации. Из таблицы видно, что основную долю занимают информационные сообщения, запросы-ответы и команды-действия.

В ходе экспериментов были обнаружены следующие основные факторы, влияющие как отрицательно (первые два фактора), так и положительно (последние три фактора) на коммуникацию:

- высокий уровень шума на БЩУ;
- сложное информационное содержание актов;
- использование обратной связи;
- использование профессионального сленга;
- привлечение внимания друг друга к сообщениям.

Таблица 1

Соотношение различных видов коммуникации

Тип коммуникации	Относительное количество актов данного типа, %	Относительное время, затраченное на коммуникацию данного типа, %	Средняя длительность, с
Информационное сообщение	38	16	3,3
Запрос-ответ	23,5	28,5	9,4
Обсуждение	5	12	18,4
Доклад о действии, выполненном без команды	3,5	4,5	10,1
Команда-действие	24	34	10,9
Запрос на выполнение действия	6	5	6,8

ШУМ НА БЩУ

В ходе прогона сценариев и просмотра видеозаписей было выявлено, что существенная часть актов коммуникации включает в себя уточнение и переспрашивание. Одной из основных причин этого является общий высокий уровень шума на БЩУ. Во время аварийных ситуаций шум может быть обусловлен

- срабатыванием звуковой аварийной сигнализации;

- высокой интенсивностью переговоров операторов БЩУ между собой и с внешним персоналом;

- возможным присутствием на БЩУ дополнительного персонала.

Последнее явление не наблюдалось в ходе экспериментов на ПМТ, однако оно часто упоминается при интервьюировании операторов и проявляется в реальных ситуациях, таких как пуск блока и плановые проверки оборудования. В качестве дополнительного персонала могут рассматриваться начальники или работники смен различных цехов, инженер по безопасности и др. Дополнительный персонал может оказать помощь смене БЩУ в решении проблем и частично разгрузить высокую нагрузку ВИУР и ВИУТ. Однако эти внешние специалисты могут увеличить и перегрузить коммуникацию и повысить и без того высокий уровень шума на БЩУ.

Наиболее существенный вклад в шум оказывает звуковая сигнализация о прошедших технологических событиях – громкие звонки или сирена. В условиях быстро развивающейся ситуации частота появления сигнализации очень высока, и операторы не имеют достаточно времени для обмена сообщениями в крайне короткие промежутки между соседними сигналами. Несмотря на то, что операторы стараются не переговариваться во время работы сигнализации, зачастую она появляется после того, как акт коммуникации уже начался.

Интенсивность коммуникации и интенсивность звуковых сигналов в четырех прогонах сценария показана на рис. 3. Из графиков видно, что в большинстве случаев между двумя кривыми имеется незначительная корреляция (коэффициент корреляции Пирсона от 0,3 до 0,7). Это вполне предсказуемо, т.к. операторы должны докладывать об отклонении технологических параметров и изменении состояния оборудования сразу после появления соответствующего сигнала. Более того, когда ситуация развивается быстро, операторы пытаются совместно най-

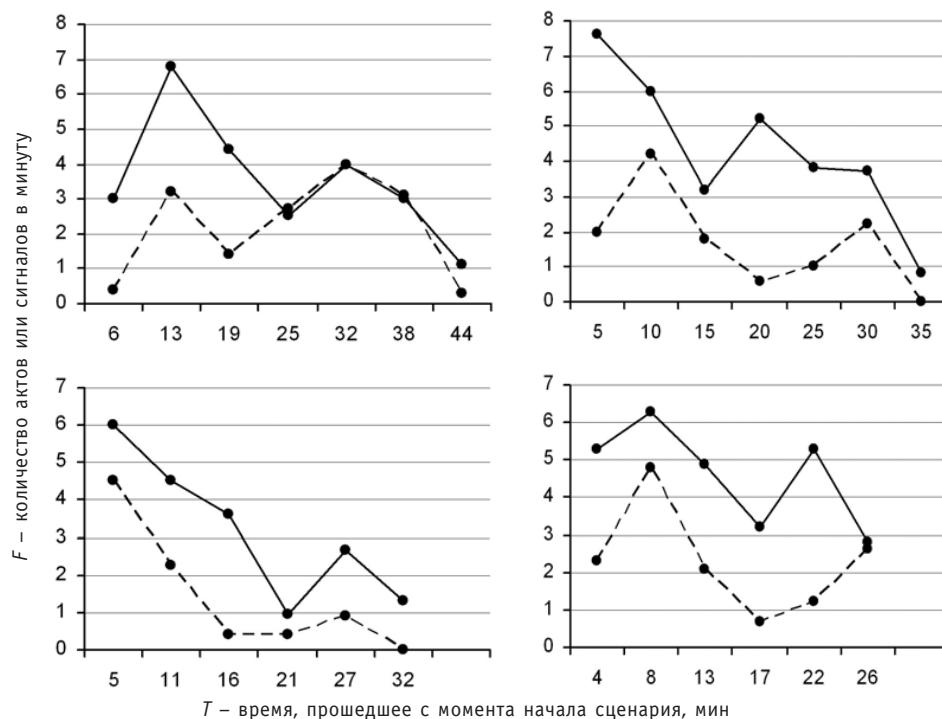


Рис. 3. Интенсивность коммуникации и срабатывания сигнализаций во время ликвидации аварийных ситуаций (— — — частота актов коммуникации; - - - частота звуковых аварийных сигналов)

ти объяснение происходящим событиям и разработать подходящую стратегию действий. При этом, чтобы быть услышанным, оператор вынужден повышать голос и перекрикивать звук сигнализации и переговоры между другими операторами смены.

Другим серьезным вкладчиком в шум на БЩУ является одновременное появление и наложение друг на друга двух или более актов коммуникации. Наиболее часто наложение имеет место, когда несколько разных отправителей пытаются передать информацию одному получателю, например:

- в случае быстрого изменения состояния оборудования блока ВИУР и ВИУТ одновременно сообщают НСБ об основных событиях;
- ВИУБ или ВИУТ занят переговорами с местными операторами, а в это время НСБ выдает ему команду на выполнение действия.

В этих случаях так же как, и при наложении коммуникации на сигнализацию, получатели часто переспрашивали отправителя.

Оценка наложения шума на коммуникацию

Для более детальной количественной оценки относительного объема коммуникации, происходившей на фоне шума (работающей сигнализации и других переговоров), был использован аппарат теории случайных процессов [10, 11]. Рассмотрим методику расчета на примере оценки доли коммуникации, происходившей на фоне сигнализации. Последовательности актов коммуникации и звуковой сигнализации рассматривались как два различных дискретных потока C^* и A^* соответственно. Каждый поток состоит из пауз длительностью ξ_i и периодов активности коммуникации или сигнализации длительностью η_i (рис. 4):

$$C^* = [\xi_1; \xi_1 + \eta_1] \text{ И } [\xi_1 + \eta_1 + \xi_2; \xi_1 + \eta_1 + \xi_2 + \eta_2] \cup \dots \text{ (аналогично для } A^*).$$

Вероятность наложения сигнализации на коммуникацию вычисляется как

$$P(t \in A^*; t \in C^*) = P(t \in A^*) P(t \in C^*),$$

где $t = i \cdot h$; $i = 1, 2, 3 \dots$; h – шаг, равный 0,1 с.

Рассмотрим метод расчета вероятностей $P(t \in A^*)$ и $P(t \in C^*)$:

$$P = P(\xi_1 \leq t \leq \xi_1 + \eta_1) + \int_0^t \phi(\tau) f_{\xi+\eta}(t-\tau) d\tau.$$

Для оценки плотностей распределения длительности пауз $f_\xi(t)$ и длительности периодов активации $f_\eta(t)$ применим ядерную оценку

$$f_\xi(x_j) = \frac{1}{n\sigma} \sum_{i=1}^n m_i V\left(\frac{x_j - t_i}{\sigma}\right) \sigma < 1,$$

где $V(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{x^2}{2}}$ – функция плотности стандартного гауссовского закона, ис-

пользуемая в качестве ядра; $x_j = j \cdot h$ – точка сетки, в которой происходит оценивание; n – объем выборки; m_i – количество пауз (или активаций), имеющих длительность t_i ; σ – параметр сглаживания.

На основании плотностей распределения величин ξ и η находим плотность распределения суммы этих величин – $f_{\xi+\eta}(t)$:



Рис. 4. Структура потока

$$f_{\xi+\eta} = \int_0^t f_\xi(u) f_\eta(t-u) du.$$

Далее рассчитаем значение $P(\xi_1 \leq t < \xi_1 + \eta_1)$:

$$P(\xi_1 \leq t < \xi_1 + \eta_1) = P(\xi_1 \leq t) - P(t > \xi_1 + \eta_1) = F_{\xi_1}(t) - F_{\xi_1 + \eta_1}(t) = F_\xi(t) - F_{\xi+\eta}(t),$$

где $F_\xi(t)$ – эмпирическая функция распределения ξ ; $F_{\xi+\eta}(t)$ – эмпирическая функция распределения величины $\xi + \eta$. Эмпирические функции распределения находим по формуле

$$F_\xi(t_i) = \int_0^{t_i} f_\xi(\tau) d\tau = \frac{f_\xi(0) + f_\xi(t_i)}{2} \cdot h + \sum_{j=1}^{i-1} f_\xi(t_j) h.$$

В итоге имеем уравнение Вольтерра второго рода

$$\varphi(t) = P(t) + \int_0^t \varphi(t-\tau) f_{\xi+\eta}(\tau) d\tau,$$

решаемое методом конечных сумм. Рассчитав значения функции $\varphi(t)$ для потоков коммуникации и сигнализации – φ_1 и φ_2 соответственно, вычислим итоговую вероятность:

$$P(t \in A^*; t \in C^*) = P(t \in A^*) \cdot P(t \in C^*) = \varphi_1 \cdot \varphi_2.$$

Можно показать, что при $t \rightarrow \infty$ функция $\varphi(t)$ каждого потока будет стабилизироваться в значении асимптотического коэффициента:

$$K = \frac{M_\eta}{M_\xi + M_\eta},$$

где M_η , M_ξ – математические ожидания η и ξ соответственно.

Таким образом, итоговая вероятность ($K_{C|A}$) наложения потока срабатывания сигнализации на поток актов коммуникации будет асимптотически стремиться к значению

$$K_{C|A} = K_C K_A,$$

где K_C и K_A – асимптотические коэффициенты активации коммуникации и сигнализации соответственно.

Аналогично оценивается степень наложения на коммуникацию обоих составляющих шума – сигнализации и других переговоров ($K_{C|A+C}$). Результаты расчетов для каждого из четырех прогонов аварийного сценария приведены в табл. 2.

ИНФОРМАЦИОННОЕ СОДЕРЖАНИЕ КОММУНИКАЦИИ

Под информационным содержанием понимается формулировка и смысл передаваемых в ходе коммуникации сообщений. Как уже отмечалось, в соответствии с существующим порядком применения аварийных процедур НСБ должен полностью зачитать вслух очередной шаг процедуры, после чего соответствующий оператор выполняет его. Как правило, большинство шагов сформулированы «письменным» языком, который является более тяжеловесным и пространным, чем разговорный язык. Текст шагов процедуры обычно содержит сложные технологические обозначения оборудования, такие как 4TV30,40,50S01,02,03,04, которые могут быть прочитаны без каких-либо затруднений, однако плохо воспринимаются на слух.

В своих интервью операторы говорили, что в условиях дефицита времени и стремительно разворачивающейся аварийной ситуации дословное чтение шагов процедуры вслух сильно замедляет реакцию операторов на ситуацию. На практике для ускорения коммуникации операторы иногда существенно сокращают фор-

Характеристики коммуникации

Таблица 2

Характеристика	Прогон			
	1	2	3	4
Длительность прогона T , мин	44	32	26	35
Время, затраченное на коммуникацию T_c , мин	19,4	15,7	15,8	17,0
Полнота озвучивания формулировок шагов процедуры E , %	17	37	37,7	25,4
Прогнозируемое время коммуникации, если бы шаги озвучивались полностью T_c^* , мин	22,3	17,2	17,1	20,6
Доля времени прогона, затраченная на коммуникацию ($R_c = T_c / T$), %	44,2	49,1	60,6	48,5
Общее время звучания сигнализации T_A , мин	4	4,6	6	5
Доля коммуникации на фоне звуковой сигнализации $K_{c A}$, %	4,8	8,7	14,9	7,5
Доля коммуникации на фоне сигнализации и переговоров $K_{c A+c}$, %	10	11,1	17,8	10,3

мулировки некоторых шагов, отбрасывая неинформативные слова и используя профессиональный сленг, являющийся результатом многолетней совместной работы в составе одной смены.

Для количественной оценки степени сокращения формулировок команд, отдаваемых НСБ при чтении шагов процедуры, был выполнен временной анализ на основании видеозаписей экспериментов. Для этого ожидаемое время чтения каждой команды $t_{ож}$ сравнивалось с реальным временем, потраченным на чтение этой команды НСБ $t_{факт}$. Для оценки ожидаемого времени каждая команда была дословно прочитана вслух пять раз. Время фиксировалось с точностью 0,1 с, после чего вычислялось среднее арифметическое. Результаты были представлены в виде диаграммы, фрагмент которой показан на рис. 5. Из данного примера видно, что формулировки практически всех шагов сокращались, в результате чего длительность их чтения уменьшалась иногда в три-четыре раза (например, шаг 5а процедуры А0).

В ряде случаев НСБ вместо того, чтобы запрашивать информацию у оператора и зачитывать соответствующий пункт процедуры, сам выполнял операцию конт-

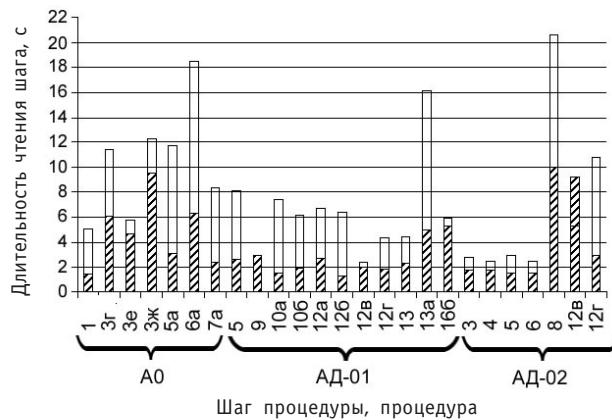


Рис. 5. Время озвучивания шагов аварийных процедур: – ожидаемое; – реальное (фактическое)

роля. Такой прием сокращал время выполнения шага в среднем в пять-шесть раз.

Полнота озвучивания формулировок шагов процедуры при их чтении в каждом из четырех проведенных экспериментов – это отношение суммарного фактического времени чтения к ожидаемому времени:

$$E_j = \left(\sum_{i=1}^{N_j} t_{\text{факт } i} / \sum_{i=1}^{N_j} t_{\text{ож } i} \right) 100\%,$$

где t_i – длительность чтения i -го шага, N_j – число шагов процедуры, выполненных в j -м прогоне.

Данные, полученные в ходе анализа двух упомянутых выше факторов, сведены в табл. 2 и часть из них показана на рис. 6. Из таблицы видно, что, несмотря на разную длительность прогонов, абсолютное время, затраченное на коммуникацию в разных прогонах, отличается не столь сильно. То же можно сказать и о времени звучания сигнализации. Это означает, что чем быстрее ликвидируется ситуация, тем выше доля коммуникации, происходящей на фоне шума. Это подтверждается наличием корреляции между величинами T и $K_{C|A}$ ($\rho=-0,94$); T и $K_{C|A+C}$ ($\rho=-0,8$). Интересной представляется также зависимость между полнотой озвучивания формулировок процедуры и длительностью ситуации – чем детальнее зачитывается процедура, тем быстрее преодолевается ситуация ($\rho=0,94$). Однако пока нельзя уверенно утверждать о наличии причинно-следственной связи.

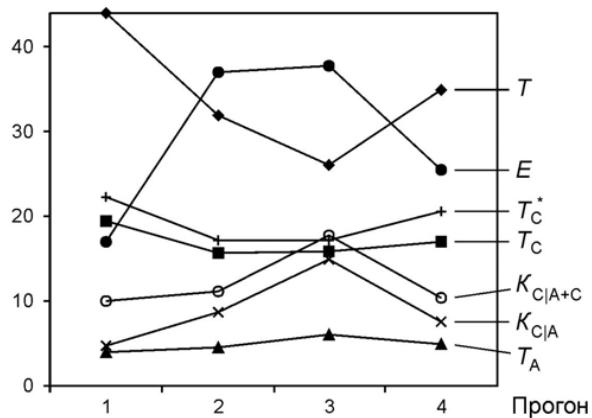


Рис. 6. Характеристики коммуникации, зафиксированные в четырех прогонах сценария

СПОСОБЫ ОБЛЕГЧЕНИЯ КОММУНИКАЦИИ

В ходе наблюдения за операторами был отмечен ряд приемов, которыми пользуются операторы для обеспечения безошибочной и эффективной коммуникации. Необходимо отметить, что на Балаковской АЭС, как и на многих других станциях, существует определенный порядок ведения оперативных переговоров, проводятся соответствующие тренинги. В число очень важных приемов входит *обратная связь*, когда получатель подтверждает, что он получил и верно понял информацию. Чаще всего получатель просто повторяет полученную информацию, и это является мощным фактором повышения эффективности и надежности коммуникации.

Другим важным приемом является *привлечение внимания* друг друга, когда в начале акта передачи информации отправители называют получателя информации по имени или имени-отчеству. Это непосредственно стимулирует получателей и концентрирует их внимание, что позволяет избежать наложения сообщений и уменьшает необходимость уточняющих вопросов.

Как уже упоминалось, одним из способов сделать сообщения более лаконичными является использование *профессионального жаргона* (сленга). Это действительно эффективный способ быстрого общения, однако он может привести к неоднозначной интерпретации информационного содержания получателем. Использование сленга для обозначения технологического оборудования вынуждает операторов выполнять мысленное перекодирование информации, т.к. в документации и на панелях БЩУ используются только «официальные» технологические обозначения и идентификаторы. Очевидно, это увеличивает когнитивную нагрузку на операторов и создает предпосылки для ошибок. Однако следует отметить, что в ходе экспериментов такие ошибки не возникали.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для устранения выявленных проблем коммуникации представляется полезным

1) более тщательно подбирать как громкость, так и тональность акустических аварийных и предупредительных сигналов на БЩУ; важно «развестить» тональности акустических сигналов с частотами и тональностью человеческого голоса;

2) проанализировать формулировки шагов процедур и сделать их более легкими и понятными, исключив сложные языковые конструкции;

3) унифицировать и нормализовать использование сленга для разработки недвусмысленных описаний определенных действий и технологического оборудования;

4) обеспечить НСБ контекстной технологической информацией, состав которой зависит от сложившихся условий и применяемой процедуры; это может существенно снизить количество актов «запрос-ответ» и привести к общему уменьшению коммуникации;

5) концентрировать внимание получателя на сообщениях с высоким приоритетом (например, с помощью использования слова «важно»), что позволит избежать потери важной информации в случае наложения актов коммуникации.

Благодарности

Авторы выражают глубокую признательность специалистам и руководителям Центра подготовки персонала Балаковской АЭС С.А. Бердюгину, Е.Е. Матвееву, А.С. Негодяеву за содействие и помощь в проведении данных исследований.

Литература

1. Barnes V., Haagensen B., OHara J. The human performance evaluation process: a resource for reviewing the identification and resolution of human performance problems (NUREG/CR-6751). - Washington, D.C.: US Nuclear Regulatory Commission, 2001.
2. Galegher J., Kraut R.E. Computer-mediated communication for intellectual teamwork: a field experiment in group writing / Proc. of Conference on Computer-Supported Cooperative Work (CSCW '90) (Los Angeles, CA, Oct. 7-10, 1990). – P. 65-78.
3. Jentsch F., Sellin-Wolters S., Bowers C.A., Salas E. Crew coordination behaviors as predictors of problem detection and decision making times / Proc. of HFES 39th Annual Meeting (HFES, Santa Monica, CA, 1995). – P. 1350-1353.
4. Johannessen L.J., Cook R.I., Woods D.D. Cooperative communications in dynamic fault management / Proc. of HFES 38th Annual Meeting (HFES, Santa Monica, CA, 1994). – P. 225-229.
5. Ma R., Kaber D.B., Jones J.M., Starkey R.L. Team situation awareness in nuclear power plant process control / Proc. of 5th ANS International Topical Meeting (NPIC&HMIT 2006). – Washington DC: ANS-Omnipress, 2006. – P. 459-462.
6. Michailidis A., Rada R. Organizational roles and communication modes in team work / Proc. of 34th Hawaii International Conference on System Sciences. 2001. – P. 1-9.
7. Norros L., Savioja P. Usability evaluation of complex systems. A literature review (STUK-YT0-TR 204). – Helsinki: STUK, 2004.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

8. *Ochsman R.B., Chapanis A.* The effects of 10 communication modes on the behavior of teams during cooperative problem-solving//International Journal of Man-Machine Studies. – 1974. Vol 6. – P. 579-619.
9. *Schraagen J.M., Rasker P.C.* Communication in command and control teams/Proc. of 6th Command and Control Research and Technology Symposia (CCRP, U.S. Washington, DC, 2001).
10. *Байхельт Ф., Франкен П.* Надежность и техническое обслуживание. Математический подход. – М.: Радио и связь, 1983.
11. *Вентцель Е.С., Овчаров Л.А.* Теория случайных процессов и ее инженерные приложения. – М.: Высшая школа, 2000.

Поступила в редакцию 15.07.2009

НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДАТЧИКА КИСЛОРОДА В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ АЭС

С.В. Богданов, С.Н. Бережной, А.А. Лагутин, В.М. Шелеметьев
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Приведены экспериментальные исследования режимов работы датчика кислорода, применяемого для измерения концентрации кислорода в системе контроля концентрации водорода гермооболочки АЭС. Полученные данные показывают возможность и способ использования датчика кислорода при сценарии быстрого развития запроектной аварии.

ВВЕДЕНИЕ

Газоанализаторы кислорода, используемые в системе контроля концентрации водорода на АЭС, предназначены, в первую очередь, для измерения концентраций кислорода в помещениях гермооболочки (контейнера) в процессе запроектных аварий, которые относятся к категории тяжелых. Согласно расчетным данным, в процессе тяжелых аварий в герметичном объеме защитной оболочки будут происходить быстрый рост температуры, давления, образование высоких концентраций водорода с большой скоростью его выхода.

В режиме нормальной эксплуатации АЭС, а также в режиме проектной аварии, согласно расчетным данным, изменение объемной концентрации кислорода неизначительно, и может быть принято равным концентрации кислорода в воздухе. В режиме запроектной аварии требуется непрерывное измерение концентрации водорода и кислорода [1].

За основу устройства по измерению концентраций кислорода в условиях запроектных аварий был взят комплекс, в котором для датчика кислорода применен специально разработанный для этих целей чувствительный элемент, представляющий собой гальваническую концентрационную ячейку. Ячейка состоит из кислородопроводящего керамического твердого электролита, разделяющего анализируемую среду и внутренний электрод сравнения [2]. Разработанная ячейка обладает важной особенностью – в качестве электрода сравнения используется жидкокометаллический электрод самого датчика, который обеспечивает эталонный уровень кислорода в жидком металле, что позволяет работать без внешнего источника эталонного газа. Использование такого датчика обусловлено тем, что при изменяющейся концентрации кислорода в гермообъеме в качестве электрода сравнения может быть только внутренний электрод самого датчика. Структурная схема газоанализатора кислорода приведена на рис. 1.

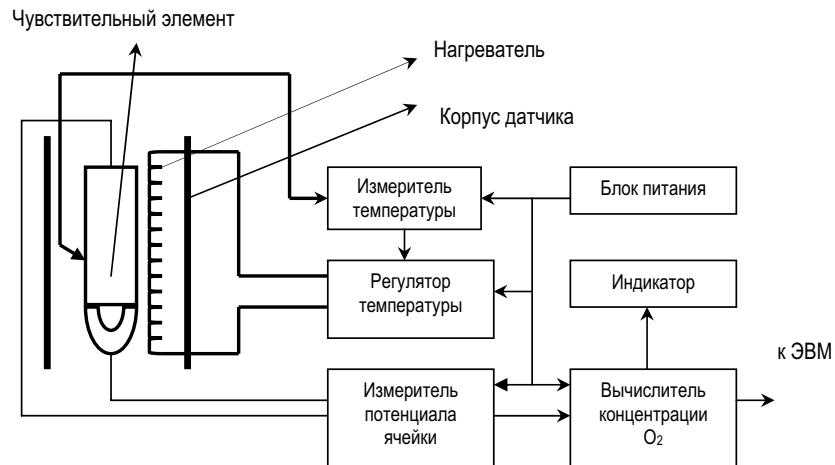


Рис. 1. Структурная схема газоанализатора кислорода

Диоксид циркония, стабилизированный оксидами иттрия, наилучшим образом подходит в качестве материала керамического чувствительного элемента сенсора, поскольку характеризуется достаточно высокой кислородно-ионной проводимостью, стабильностью свойств во времени, технологичностью.

Многофазная керамика на основе частично стабилизированного диоксида циркония, содержащего смешанную кристаллическую фазу (моноклинную, тетрагональную и кубическую) $ZrO_2 \cdot Y_2O_3$, имеет высокую прочность и устойчивость к термоударам, что крайне важно при использовании ее в качестве чувствительных элементов сенсоров кислорода.

Данный датчик был установлен на Тяньваньской АЭС (Китай) в составе измерительного комплекса газоанализаторов водорода и кислорода [3] для контроля концентрации кислорода в случае возникновения запроектной аварии. В условиях нормальной эксплуатации датчик находится в состоянии ожидания (выключен), а при запроектной аварии, в соответствии с принятым для Тяньваньской АЭС критерием ее начала, обеспечивает выход на рабочий режим чувствительного элемента $500 \pm 2^\circ\text{C}$ в течение 30 минут с приведенной погрешностью измерений $\pm 12\%$ и инерционностью порядка 120 секунд, что является достаточным для контроля парогазовой среды при таком сценарии развития запроектной аварии.

Для сценария более быстрого развития запроектной аварии, когда датчик должен обладать малой инерционностью в определении концентрации кислорода (порядка 30–40 секунд) и необходимо, чтобы переход в режим измерения осуществлялся за время меньшее, чем 30 минут, применение его аналогичным образом, как на Тяньваньской АЭС, невозможно.

Уменьшение инерционности датчика достигается за счет увеличения температуры рабочего режима гальванической концентрационной ячейки, но в этом случае время выхода на рабочую температуру ячейки не может быть достигнуто менее, чем за 30 минут.

Решение данной проблемы может быть найдено в использовании датчика кислорода в так называемом «теплом» состоянии, когда температура концентрационной ячейки заранее приближена к рабочей температуре.

Критерием перехода датчика в «теплое» состояние является сигнальный уровень объемной концентрации водорода, равный половине нижнего концентрационного предела распространения пламени (дефлаграции), т.е. 2,0% или менее. В случае дальнейшего развития аварии и достижения концентрации водорода ниж-

него концентрационного предела распространения пламени (4,1%), газоанализатор из подготовленного состояния чувствительного элемента переводит его в рабочее.

При локализации аварии и достижении концентрации водорода до уровня безопасной газоанализатор может быть переведен из «теплого» состояния в выключенное.

ЦЕЛЬ РАБОТЫ

Представляется целесообразным определить свойства датчика кислорода по зависимости

- инерционности датчика от рабочей температуры чувствительного элемента; это позволит путем экстраполяции имеющихся данных найти его необходимую рабочую температуру при выборе инерционности датчика;
- времени выхода чувствительного элемента на рабочую температуру от его начальной температуры, соответствующей «теплому» состоянию.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА

Исследование зависимости инерционности датчика от рабочей температуры чувствительного элемента датчика проводилось как при уменьшении концентрации кислорода, так и при ее увеличении и осуществлялось следующим образом. На вход датчика подавалась поверочная газовая смесь с содержанием азота 99,9%. Подача азота производилась до установления показаний датчика, равных нулевому значению содержания кислорода в поверочной газовой смеси. Регистрировалось время, в течение которого показания датчика достигали значения в пределах погрешности измерений текущей концентрации кислорода. После установления нулевого показания на вход датчика подавалась поверочная газовая смесь с содержанием кислорода в азоте 20,3%. Затем регистрировалось время, в течение которого показания датчика достигали значения в пределах погрешности измерений данной концентрации кислорода.

Результаты эксперимента приведены на рис. 2 и 3.

Исследование зависимости инерционности датчика от рабочей температуры чувствительного элемента датчика осуществлялось следующим образом. Датчик

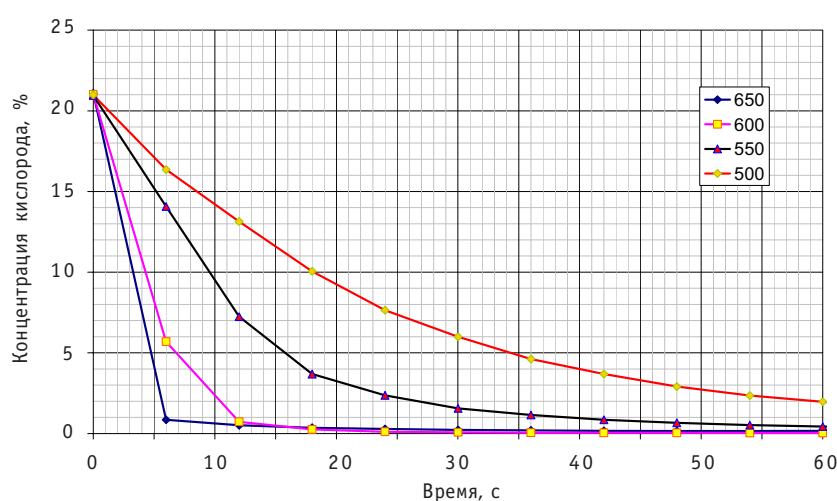


Рис. 2. Зависимость показателя инерции от температуры рабочего режима чувствительного элемента датчика при уменьшении концентрации кислорода

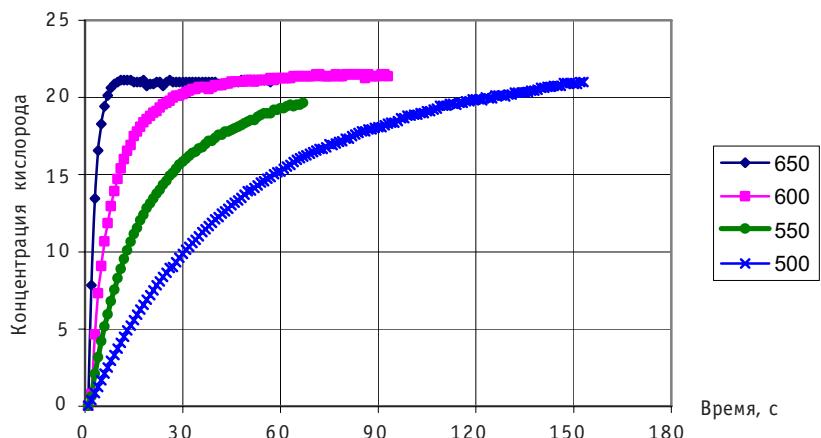


Рис.3. Зависимость показателя инерции от температуры рабочего режима чувствительного элемента датчика при увеличении концентрации кислорода

температуры чувствительного элемента отключался от входа схемы измерителя температуры. На вход измерителя температуры подключался калибратор-измеритель унифицированных сигналов ИКСУ-200Ex, с помощью которого имитировался сигнал, соответствующий начальной температуре нагревателя. После установления начальной температуры нагревателя калибратором-измерителем имитировался сигнал, соответствующий 500°C. Затем фиксировались показания температуры на индикаторе газоанализатора.

Результаты эксперимента приведены на рис. 4.

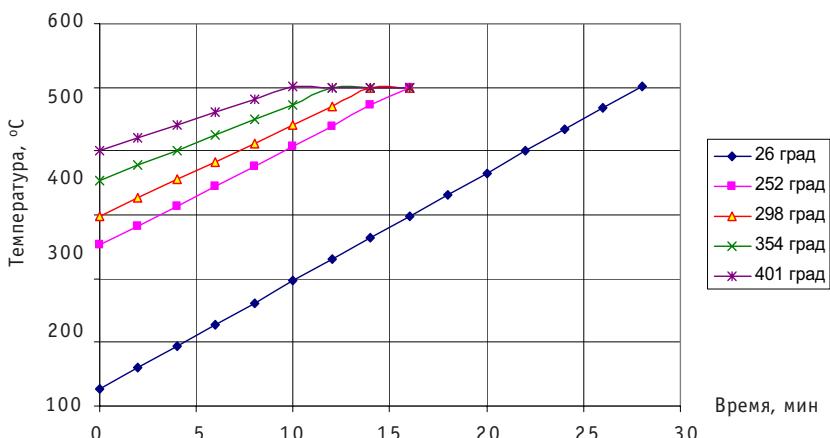


Рис. 4. Зависимость показателя инерции от начальной температуры чувствительного элемента датчика кислорода

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При проектировании системы контроля концентрации водорода для АЭС появляется вариантность использования газоанализатора кислорода в составе измерительного комплекса газоанализаторов водорода и кислорода. Когда по сценарию развития запроектной аварии не требуется быстрого выхода газоанализатора кислорода в режим измерений, то газоанализатор кислорода может находиться в выключенном состоянии. Когда же требуется быстрый выход на режим измерений, то газоанализатор кислорода можно использовать в «теплом» состоянии, чтобы обеспечить быстрый переход в режим измерений.

Литература

- 1 НП-010-98. Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций. – Введ. 01.07.99. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 31.12.1998 г. № 6.
2. *Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Шелеметьев В.М.* Капсулевые твердоэлектролитные датчики для контроля кислорода в жидкостях и газах/Новые промышленные технологии.- №3. – 2004 г. – С. 26-29.
- 3 Пат. 42663 RU, МКИ G 01 N27/12. Газоанализатор/*П.Н. Мартынов, А.Д. Ефанов, С.Г. Калякин, Е.И. Чернов, А.А. Лукьянов.* – Заявитель и патентообладатель ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, 2004122843/22. – Заявл. 26.07.2004, опубл. 10.12.2004. – Бюл. № 34.

Поступила в редакцию 20.05.2009

АДАПТАЦИЯ ТИПОВОЙ МЕТОДИКИ АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА БН

Ю.М. Волков*, А.И. Воропаев, С.Т. Лескин***

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

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



В статье описывается адаптация типовой методики, используемой для анализа аварийных ситуаций на атомных станциях, для энергоблоков с реактором типа БН. Использование методики направлено на сведение к минимуму опасного радиационного воздействия на персонал станции, население и окружающую среду посредством специальных технических мер и организационных мероприятий.

Ключевые слова: авария, аварийная ситуация, методика, анализ, натрий, ЧС, БН, СЧСК, реактор, противоаварийные действия, рекомендации, АЭС, АС, атомная станция, выброс, радиоактивность.

Keywords: failure, emergency, technique, procedure, analysis, sodium, BN, reactor, recommendations, NPP, release, radioactivity

В серии изданий МАГАТЭ по безопасности опубликован ряд документов, связанных с обеспечением безопасности ядерных энергетических реакторов. В документе МАГАТЭ «Безопасность ядерных установок» [1] отмечается, что необходимо предусматривать применение определенных мер для обеспечения смягчения любых радиологических последствий. Эти меры включают в себя процедуры по управлению аварией на площадке атомной станции, меры, предпринимаемые за ее пределами для смягчения последствий облучения в случае выброса радиоактивных веществ. Основные рекомендации по привлечению аварийных служб и разработке плана аварийных мероприятий содержатся в публикации МАГАТЭ [2].

В существующей практике противоаварийного реагирования в нашей стране анализ аварийной ситуации, прогноз ее развития и выработка рекомендаций по управлению аварией, локализации, минимизации последствий, мерам защиты персонала и населения и восстановлению безопасного состояния энергоблока осуществляется в рамках функционирования системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (СЧСК), в которую входят аварийные центры (АЦ) АЭС, центры технической поддержки (ЦТП) организаций главных конструкторов, генеральных проектировщиков, научных руководителей АЭС, ведущих институтов, а также Кризисный центр (КЦ) концерна «Энергоатом».

Экспертные группы СЧСК, образуемые на период, необходимый для выработки противоаварийных рекомендаций, проводят анализ состояния критических фун-

© Ю.М. Волков, А.И. Воропаев, С.Т. Лескин, 2009

кций безопасности, барьеров безопасности и обеспечивающих систем и по его результатам осуществляют диагностику аварийной ситуации, прогноз ее развития и последствий, а также оценивают работоспособность реакторной установки (РУ) и ее систем.

В ходе противоаварийного реагирования на основании оперативно получаемых данных по активности теплоносителя и активности выбросов через систему вентиляции, а также данных по текущей радиационной обстановке в помещениях энергоблока, на площадке АЭС и за ее пределами с учетом результатов анализа состояния реакторной установки проводятся анализ и прогноз радиационной обстановки, оценка источника выброса и вырабатываются краткосрочный и долгосрочный прогнозы радиационных последствий.

Особенность процесса принятия решений в ходе противоаварийного реагирования при радиационной аварии на АЭС состоит в том, что наиболее важной является начальная фаза аварии, которая может длиться более суток, до тех пор, пока не прекратится формирование выброса радиоактивности за пределы энергоблока. На этой фазе, располагая достоверной оценкой обстановки и выбирая адекватные корректирующие действия, можно минимизировать последствия аварии. Однако основная часть этой фазы проходит в условиях стресса, дефицита времени и противоречивости поступающих данных. Фазы аварии, следующие за начальной, проходят в условиях большей определенности, однако также требуют максимально возможной согласованности действий между всеми участниками СЧСК.

В этих условиях выработка рекомендаций по управлению аварией, защите персонала, населения и окружающей среды должна производиться максимально быстро и согласованно – с наибольшей эффективностью. Для достижения максимальной эффективности при выработке рекомендаций по противоаварийным действиям важно выполнение следующих требований:

- использование участниками СЧСК единого подхода при выполнении диагноза и прогноза функционирования реакторной установки и оценки радиологических последствий аварии;
- согласованность действий всех участников СЧСК, формализация, систематизация и регламентирование процессов взаимодействия, обмена информацией;
- автоматизация подготовки исходных данных (включая использование типовых аварийных сценариев и симптомно-ориентированных схем аварий) с возможностью контроля достоверности и уточнения результатов, а также наглядность (эффективная визуализация) получаемых результатов;
- выполнение оценок и расчетов, максимально учитывающих особенности реакторной установки.

В настоящее время для целей противоаварийного реагирования разработаны и используются общие для АЭС разных типов рекомендации по противоаварийному реагированию [1–6], методики анализа и прогноза развития аварийных ситуаций для реакторов типа ВВЭР, РБМК [7], но в то же время отсутствует комплексная методика диагноза и прогноза развития аварийных ситуаций, учитывающая особенности реакторов типа БН, объединившая бы в себе порядок и конкретную форму взаимодействия экспертных групп разного уровня, порядок и формы информационного обмена в процессе противоаварийного реагирования, с учетом специфики конкретной реакторной установки.

С учетом изложенных предпосылок силами специалистов Центра технической поддержки (ЦТП) в ГНЦ РФ-ФЭИ была выполнена разработка программно-технического комплекса поддержки противоаварийного реагирования при авариях на АЭС с реактором типа БН. В рамках данных работ была произведена адаптация типовой методики анализа аварийной ситуации на АЭС с учетом особенностей

конструкции реакторной установки и натриевой технологии. Работы осуществлялись специалистами ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ совместно с сотрудниками кафедры «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» Обнинского государственного технического университета с учетом требований основных руководящих и нормативных документов в области противоаварийного реагирования, в частности [3 – 6], и особенностей реакторной установки БН-600.

За основу данной методики были приняты метод анализа ситуации и порядок организации работ при проведении диагноза и прогноза функционирования реакторной установки, состояния окружающей среды в чрезвычайной ситуации, рекомендованные типовым аварийным планом [6].

Адаптированная методика должна упорядочить взаимодействие экспертов кризисных групп разного уровня реагирования (аварийный центр АЭС, КЦ концерна «Энергоатом», ЦТП организаций) при проведении анализа и прогноза в случае аварии на АЭС с реактором БН-600. Методика определяет задачи, организацию, состав привлекаемых сил и средств, порядок работы кризисных экспертных групп и их взаимодействие.

Методику рекомендуется использовать для

- проведения анализа и оценки состояния РУ, барьеров безопасности, степени повреждения основного технологического оборудования;
- оценки радиоактивных выбросов, прогнозирования ожидаемых путей протекания аварии и предполагаемых последствий;
- выработки рекомендаций по управлению аварией, локализации и минимизации ее последствий;
- разработки мер по защите персонала, населения, окружающей среды и действий по восстановлению безопасного состояния энергоблока.

Адаптация типовой методики [6] производилась в части, содержащей рекомендации по организации диагноза и прогноза функционирования реакторной установки и состояния окружающей среды при чрезвычайной ситуации, перечень барьеров безопасности и критических функций безопасности РУ с реактором БН-600, принципиальные логические схемы диагноза и прогноза для реакторной установки БН-600, а также форму обмена информационными сообщениями для кризисных экспертных групп.

При адаптации описываемой методики анализа аварийных ситуаций использовалась французская методология «3D/3P» (тройной диагноз – тройной прогноз), первым этапом которой является процесс анализа, при котором по имеющимся в распоряжении кризисных экспертных групп разных уровней реагирования данным мониторинга аварийного блока проводится анализ ситуации:

- состояние топлива и барьеров безопасности;
- состояние систем безопасности и сопряженных с ними систем;
- количество радиоактивности, выброшенной в окружающую среду, и возможные радиологические последствия.

На втором этапе производится прогнозирование развития ситуации по тем же трем группам показателей исходя из состояния реакторной установки на момент составления прогноза с учетом

- действий операторов в соответствии с предписаниями регламента и инструкций;
- работоспособности систем или возможности восстановления работоспособности;
- предполагаемого развития событий и расчетных оценок изменения параметров, характеризующих новое состояние реакторной установки.

В результате прогнозирования определяются новое состояние барьеров безопасности и новые возможные каналы выброса радиоактивности.

Для выполнения описанных процессов анализа и прогноза эксперты используют свои знания и опыт, имеющиеся в их распоряжении базы данных и архивы, в том числе по анализу аварий, а также программные средства для моделирования аварийных процессов и прогноза последствий. Кроме того экспертные группы разных уровней реагирования при проведении анализа и прогноза функционирования реакторной установки и состояния окружающей среды используют единые логические схемы, предложенные в типовом аварийном плане [6].

Переработанная в рамках рассматриваемой методики с учетом особенностей РУ БН-600 логическая схема диагноза и прогноза по функционированию реакторной установки представлена на рис. 1.

ИНФОРМАЦИОННЫЕ КАРТЫ КРИЗИСНЫХ ЭКСПЕРТНЫХ ГРУПП

Результат описанных этапов анализа (диагноза) и прогноза представляется в форме информационных сообщений, которые заносятся в разработанные в рамках рассматриваемой методики информационные карты (ИК) экспертами разных уровней реагирования и формируют информационный обмен между экспертными группами различных уровней реагирования и другими участниками противоаварийных действий.

На основе типовых форм ИК, приведенных в типовом аварийном плане [6], в рамках созданной методики были разработаны формы информационных карт №№ 6 – 10, содержащие необходимую информацию для проведения анализа и прогноза для энергоблока БН-600, которые после минимальной корректировки могут использоваться для любой реакторной установки того же типа.

Перечень наиболее характерных параметров, отобранных для ИК, составлен на основании требований инструкций и руководств, регламентирующих процесс управления и ликвидации аварии, регламента эксплуатации, а также технического обоснования безопасности.

Кризисные экспертные группы готовят следующие ИК.

Группа руководства действиями:

- ИК № 1 «Исходное сообщение об аварии»;
- ИК № 2 «Очередное сообщение об аварии»;
- ИК № 4 «Пресс-релиз для СМИ»;
- ИК № 5 «Заключительное сообщение об аварии».

Группа радиационной разведки:

- ИК № 3 «Состояние окружающей среды – Диагноз/Прогноз».

Группа оперативных действий:

- ИК № 6 «Исходное сообщение о состоянии энергоблока»;
- ИК № 7 «Очередное сообщение о состоянии энергоблока»;
- ИК № 8 «Данные для оценки радиационных выбросов».

Группа технической поддержки:

- ИК № 9 «Диагноз/Прогноз функционирования установки»;
- ИК № 10 «Диагноз/Прогноз обобщенный».

В соответствии с разработанной методикой первое сообщение о нештатной ситуации на АЭС поступает в КЦ К РЭА в виде «Оперативного сообщения о нештатной ситуации на АС» от начальника смены АЭС.

Последующие сообщения готовятся кризисными экспертными группами после их сбора по системе оповещения в обусловленных местах сбора.

В соответствии с типовым аварийным планом [6] первые сообщения (инфор-

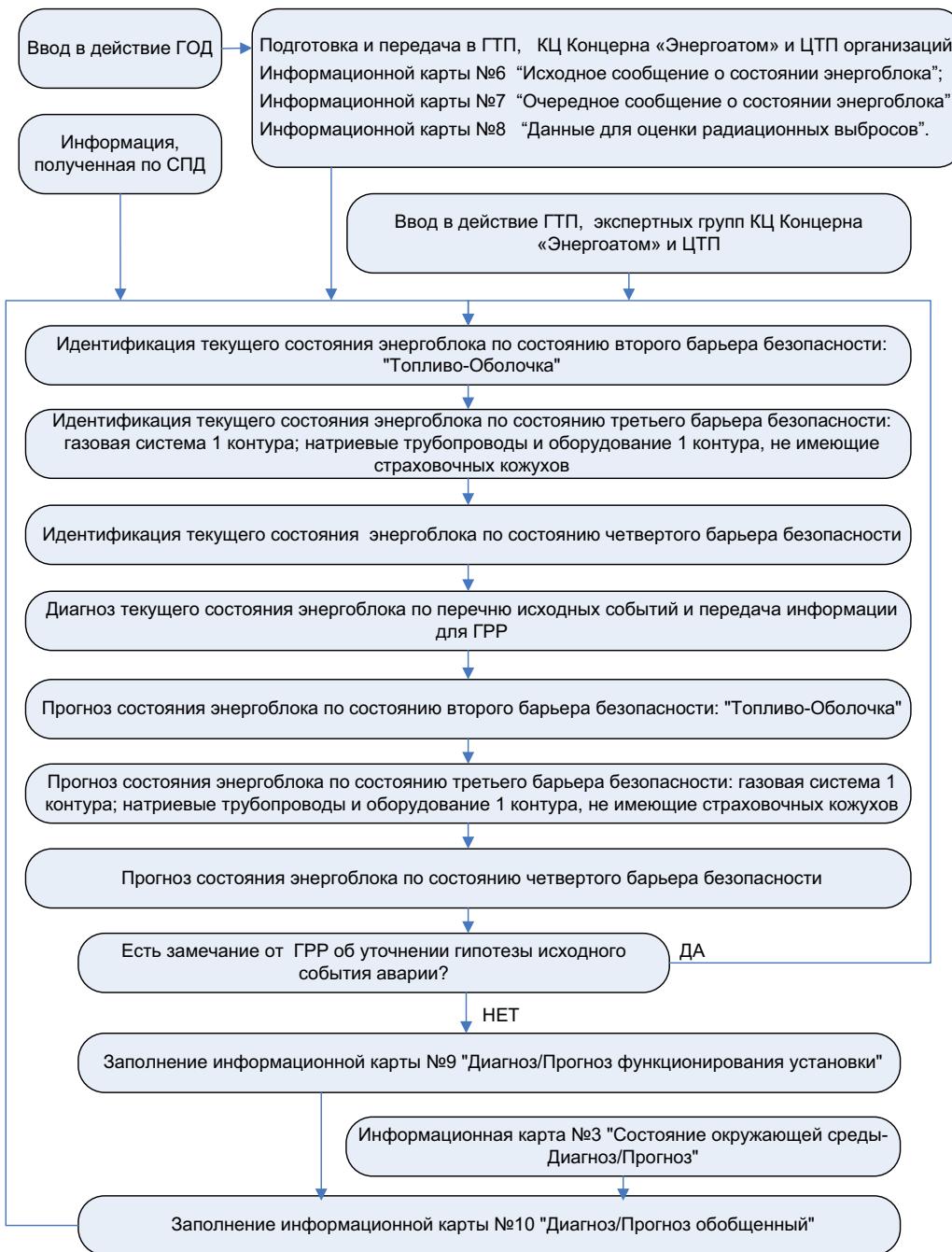


Рис. 1. Логическая схема диагноза и прогноза функционирования РУ БН-600: ГОД – группа оперативных действий; СПД – система передачи данных; ГТП – группа технической поддержки; ГРР – группа радиационной разведки

мационные карты) от экспертов АЦ АЭС начинают поступать спустя ~50 минут после исходного события аварии.

Исходные данные для проведения анализа экспертами (диагноза и прогноза) содержатся в ИК №№ 6 – 8, а результаты анализа заносятся в ИК №№ 3, 9, 10.

АЭС, блок № _____		Дата: _____	Время: _____
Системы энергоблока	Параметр	Единица измерения	Значение
1	2	3	4
<i>Реактор</i>	1. Тепловая мощность	МВт	
	2. Нейтронная мощность	%	
	3. Реактор заглушен по алгоритму БАЗ <i>Если да:</i>	Да/нет	
	- рабочие органы СУЗ в нижнем положении	Да/нет	
	- включены на всех петлях АПЭН	Да/нет	
	- открыты задвижки М270	Да/нет	
	- ПГ работающих петель переведены в растопочный режим	Да/нет	
	- разность среднесмешанных температур на выходе ПТО А, Б менее 25 °C	Да/нет	
	4. Имело место срабатывание гидрозатвора защиты корпуса реактора	Да/нет	
	5. Удельная активность цезия-137 в натрии первого контура	Бк/кг (мКи/кг)	
	6. Удельная активность газа в ГПР	Ки/л	
	7. Обороты ГНЦ 1 - 4ГНЦ-1 - 5ГНЦ-1 - 6ГНЦ-1	об/мин	
<i>Вспомогательные системы первого контура</i>	8. Максимальная температура натрия (по термопарам ЦПК)	°C	
	9. Минимальная температура натрия (по термопарам ЦПК)	°C	
	10. Температура натрия (ячейки 9-18)	°C	
	11. Уровень натрия в баке реактора	мм	
	12. Давление аргона в газовой подушке	кгс/см ²	
<i>Вспомогательные системы первого контура</i>	1. Температура «забивания» натрия первого контура менее 220°C	Да/нет	
	2. Разуплотнение газовой системы первого контура	Да/нет	
	3. Разгерметизация вспомогательных натриевых трубопроводов (оборудования) первого контура	Да/нет	

Рис. 2. Фрагмент информационной карты № 7 «Очередное сообщение о состоянии энергоблока»

На рисунках 2 и 3 приведены в качестве примера фрагменты двух из пяти разработанных информационных карт, № 7 – «Очередное сообщение о состоянии энергоблока» и № 9 «Диагноз/Прогноз функционирования установки».

Адаптированная методика была опробована в ходе противоаварийных тренировок с участием ЦП ГНЦ РФ-ФЭИ, получены положительные отзывы от экспертных групп и других участников СЧСК. Она позволяет упорядочить работу групп, участвующих в процессе противоаварийного реагирования, обеспечивает эффективность и согласованность принимаемых экспертами решений, а при использовании в составе разрабатываемого в ЦП ГНЦ РФ-ФЭИ программно-технического комплекса противоаварийного реагирования повысит общую эффективность системы противоаварийного реагирования.

Литература

- Основы безопасности – Основные принципы безопасности: Серия изданий МАГАТЭ по безопасности: № SF-1. – Вена: МАГАТЭ, 2006. – 34 с.
- Требования – Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной ситуации: Серия изданий МАГАТЭ по безопасности: № GS-R-2. – Вена: МАГАТЭ, 2004. – 34 с.

<u>АЭС, блок №</u>	<u>ДИАГНОЗ на время: _____ ч _____ мин</u>		
<u>Состояние барьеров безопасности</u>	<u>Функция безопасности</u>	<u>Система поддержки функций безопасности</u>	
Топливо-оболочка газовая неплотность оболочек <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет	Подкритичность реактора	Теплоотвод от реактора	
прямой контакт с теплоносителем <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет			
плавление топлива <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет			
Разгерметизация основного корпуса реактора (течь натрия в пространство основной - страховочный корпус) <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет	Целостность первого контура		
Срабатывание гидрозатвора защиты корпуса реактора при давлении более 0.45 кгс/см ² <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет	Работоспособность защитной системы безопасности		
Разуплотнение газовой системы первого контура <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет	Целостность вспомогательных систем первого контура		
Разгерметизация вспомогательных натриевых трубопроводов и систем первого контура <input type="checkbox"/> да <input type="checkbox"/> ? <input type="checkbox"/> нет	Работоспособность защитной системы безопасности		

Рис. 3. Фрагмент информационной карты № 9 «Диагноз/Прогноз функционирования установки»

3. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: ОПБ-88/97: ПНАЭГ-01-011-97: утв. Госатомнадзором РФ 14.11.97: введено в действие с 01.07.98. – М., 1997. – 38с.

4. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций: НП00598: утв. Госатомнадзором РФ 05.01.98 : ввод. в действие с 01.07.98: [в редакции постановления № 8 Госатомнадзора РФ от 30.08.2002 ввод. в действие с 01.11.2002]. – М., 1998. – 79с.

5. Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции : НП-015-2000 : утв. Госатомнадзором РФ 05.07.2000 : введено в действие с 01.01.2001. – М., 2000. – 101с.

6. Типовой план действий персонала в случае радиационной аварии на АЭС концерна «Росэнергоатом» – типовой аварийный план: РДЭ00479-03. – М., 2003.

7. Зорин Ю.И, Исаев А.Н. и др. Методика анализа аварийной ситуации на энергоблоках РУ РБМК-1000: Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики/V Международная научно-техническая конференция: Сб. материалов конференции. – Москва: ВНИИАЭС, 2006. – С. 507-514.

Поступила в редакцию 01.06.2009

МЕТОД ОЦЕНКИ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМ НА АЭС В УСЛОВИЯХ НЕОДНОРОДНОГО ПОТОКА ОТКАЗОВ

К.А. Иванова, М.А. Скиба, В.А. Чепурко

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



Приведены математические модели и методы расчета показателей надежности систем, вероятностные характеристики которых могут изменяться с течением времени. Выводится уравнение для коэффициента готовности системы, находящейся в произвольный момент времени в работоспособном состоянии или состоянии отказа. Введены и определены новые показатели надежности совместных потоков событий. Приведены некоторые их свойства, в частности, связь новых показателей надежности с распределениями времен отказов и восстановлений через двумерные интегральные уравнения Вольтерра второго рода. Новая математическая модель позволяет монотонно преобразовывать два независимых рекуррентных потока отказов и восстановлений произвольным образом. Такая возможность позволяет, к примеру, вычислить коэффициент готовности стареющей системы. Также в рамках модели выводятся уравнения для ресурсных характеристик (приведен практический пример их расчета).

Ключевые слова: поток отказов, неоднородный во времени процесс, ведущая функция потока, нормализующая функция потока, совместный поток событий, показатели надежности, коэффициент готовности, среднее прямое и обратное остаточные времена

Keywords: failure flow, temporally inhomogeneous process, leading flow function, normalizing flow function, joint event flow, reliability indices, availability function, mean forward and backward remaining time.

ВВЕДЕНИЕ

Подробному анализу и исследованию различных вариантов случайных процессов отказов, восстановлений, альтернирующих процессов посвящено много учебников и монографий, к примеру [1–3]. Основным предположением для построения строгой и красивой теории является допущение об однородности во времени соответствующих процессов. Это означает, что вероятностные характеристики не изменяются с течением времени. Однако в процессе работы техническое оборудование, как известно, проходит несколько стадий эксплуатации. В зависимости от стадии эксплуатации изменяются показатели надежности оборудования, а также способы их расчета.

© К.А. Иванова, М.А. Скиба, В.А. Чепурко, 2009

До недавних пор наибольшее внимание уделялось периоду нормальной эксплуатации, на котором параметр (интенсивность) потока отказов является приблизительно постоянной величиной, но при расчете показателей надежности необходимо учитывать и два других периода: приработки и старения, когда параметр (интенсивность) потока отказов убывает и возрастает со временем соответственно. В общем случае могут иметь место и другие, более сложные зависимости от времени. Если говорить о временах восстановления (ремонта элементов систем или систем в целом), то можно предполагать, что поток восстановлений образован неоднородными (с точки зрения распределения) временами восстановления. К примеру, среднее время ремонта постепенно может возрастать ввиду старения оборудования, по причинам увеличения времени обнаружения дефекта, сложности ремонта и т.д. С одним из методов учета старения оборудования и неполноты его восстановления можно ознакомиться, например, в работе [4], в которой выведены интегральные уравнения нового типа с «опережающим аргументом». Основным недостатком этой модели является ее некорректность для большинства законов распределений, т.е. выведенные интегральные уравнения не имеют, вообще говоря, решения.

В [5] впервые рассматривается метод учета возможных неоднородностей, основанный на модели нормализующей функции потока (НФП), вводятся асимптотические характеристики, близкие по смыслу к коэффициенту готовности. В [6] и [7] в рамках модели НФП выводятся некоторые аналитические решения для плотностей. Работа [8] посвящена, в основном, практическому применению модели НФП к данным об отказах оборудования атомных станций. В то же время, авторы разрабатывают новое направление применения модели НФП, в котором неоднородный поток «выпрямляется» в «идеальный» простейший поток событий. Расчет показателей надежности в этом случае становится достаточно простым. В [9] строится новая математическая модель совместного потока событий, которая в паре с моделью НФП позволяет учесть неоднородности альтернирующего процесса и рассчитать коэффициент готовности. Некоторые основные аспекты модели совместного потока событий для ознакомления рассматриваются в начале данной статьи. В [10] в рамках модели НФП выведены выражения для прямого и обратного остаточного времени, в [11] методика применяется к данным об отказах СУЗ Билибинской АЭС.

Цель работы – осветить некоторые возможности достаточно новой математической модели, позволяющей учитывать «искажения» потоков отказов и восстановлений и определять классические показатели надежности систем (элементов) в этих условиях.

МОДЕЛЬ СОВМЕСТНОГО ПОТОКА СОБЫТИЙ

Рассмотрим модель совместного (параллельного) потока событий, в которой нас будут интересовать некоторые новые вероятностные показатели надежности. Рассмотрим поток событий, в котором под событием понимается либо отказ 0 некоторого элемента, либо его восстановление 1 (см. рис. 1). Время работы до отказа ξ_i^0 и время восстановления ξ_i^1 – независимые случайные величины. Также ξ_i^0 и ξ_i^1 – независимые одинаково распределенные случайные величины (далее н.о.р.с.в.).

Коэффициент готовности системы, работающей в таком режиме, описывается формулой

$$P_1(t) = P(t \in Q^+) = \sum_{i=0}^{\infty} P(\tau_i^1 \leq t < \tau_{i+1}^0) = \Omega_1(t) - \Omega_0(t), \quad (1)$$

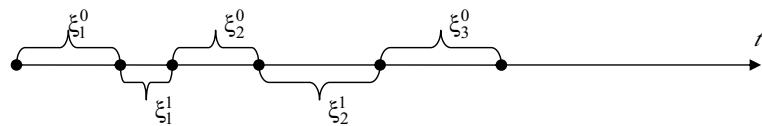


Рис. 1. Общий поток отказов-восстановлений

где Q^+ – совокупность интервалов работоспособности системы; $\tau_i^0 = \mu_i^0 + \mu_{i-1}^1$ – момент времени i -го отказа; $\tau_i^1 = \mu_i^1 + \mu_i^0$ – момент времени i -го восстановления;

$\mu_i^1 = \sum_{j=1}^i \xi_j^1$, $\mu_i^0 = \sum_{j=1}^i \xi_j^0$ – моменты наступления событий автономных потоков, т.е.

потоков либо только восстановлений $\{\mu_i^1\}$, либо только отказов $\{\mu_i^0\}$; $\Omega_1(t)$ – ведущая функция потока восстановлений (с учетом отказов), а $\Omega_0(t)$ – ведущая функция потока отказов (с учетом восстановлений).

Как известно, эти функциональные характеристики потока $\Omega_i(t)$ определяются также, как среднее число произошедших событий до момента времени t [1].

Если ограничиваться исключительно этими характеристиками потока, то построить математическую модель произвольного потока событий с возможностью расчета его показателей надежности достаточно сложно. Связано это, в первую очередь, с невозможностью получения аналитических выражений, в то время как получение приближенных решений методом Монте-Карло чаще всего труда не составляет.

Определим новые характеристики потока:

- ведущая функция совместного потока отказов-восстановлений равного числа

$$\Omega_+(t_0; t_1) = \sum_{i=0}^{\infty} P(\mu_i^0 \leq t_0; \mu_i^1 \leq t_1) = \sum_{i=0}^{\infty} F_{\mu_i^0}(t_0) F_{\mu_i^1}(t_1), \quad (2)$$

- ведущая функция совместного потока отказов-восстановлений с числом отказов, на единицу большим,

$$\Omega_-(t_0; t_1) = \sum_{i=0}^{\infty} P(\mu_{i+1}^0 \leq t_0; \mu_i^1 \leq t_1) = \sum_{i=0}^{\infty} F_{\mu_{i+1}^0}(t_0) F_{\mu_i^1}(t_1). \quad (2')$$

По сути, (2) – это среднее число пар $(\mu_i^0; \mu_i^1) = \left(\sum_{j=1}^i \xi_j^0; \sum_{j=1}^i \xi_j^1 \right)$, удовлетворяющих системе неравенств $\mu_i^0 \leq t_0, \mu_i^1 \leq t_1$ (рис. 2). Так, на рисунке число пар событий, удовлетворяющих неравенствам, равно трем. Четвертая пара выпадает из расчетов, т.к. $\mu_3^1 > t_1$.

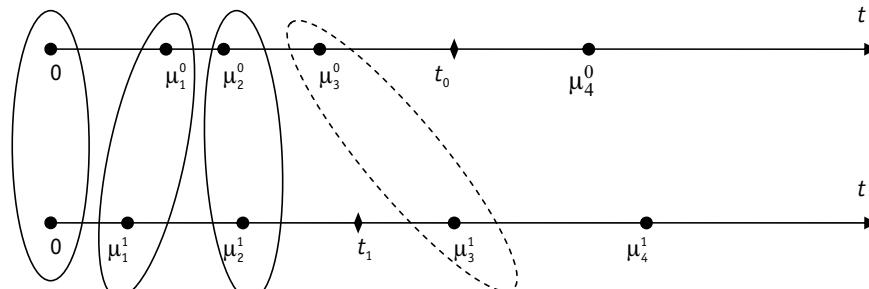


Рис. 2. Совместный поток отказов-восстановлений

В предположении, что существуют необходимые производные, определим параметр (интенсивность) совместного потока отказов-восстановлений равного числа

$$\omega_+(t_0; t_1) = \frac{d^2\Omega_+(t_0; t_1)}{dt_0 dt_1} = \sum_{i=0}^{\infty} f_{\mu_i^0}(t_0) f_{\mu_i^1}(t_1) \quad (3)$$

и параметр (интенсивность) совместного потока отказов-восстановлений с числом отказов, на единицу большим,

$$\omega_-(t_0; t_1) = \frac{d^2\Omega_-(t_0; t_1)}{dt_0 dt_1} = \sum_{i=0}^{\infty} f_{\mu_{i+1}^0}(t_0) f_{\mu_i^1}(t_1). \quad (3')$$

Вновь введенные характеристики позволяют получить показатели надежности в предположении неоднородности потока отказов и потока восстановлений.

СВОЙСТВА ХАРАКТЕРИСТИК СОВМЕСТНОГО ПОТОКА СОБЫТИЙ

Некоторые из основных элементарных свойств ведущих функций совместного потока отказов очевидны и аналогичны свойствам совместной (кумулятивной) функции распределения. Как наиболее важные, необходимо отметить свойства связи коэффициента готовности с интенсивностями потоков отказов и уравнения восстановления для ведущей функции совместного потока событий.

Коэффициент готовности

$$P_1(t) = \int_0^{t_0} \int_0^{t_1} [\omega_+(x_1; x_2) - \omega_-(x_1; x_2)] dx_2 dx_1. \quad (4)$$

Уравнения восстановления

$$\Omega_+(t_0; t_1) = H(t_0)H(t_1) + \int_0^{t_0} \int_0^{t_1} f_{\xi^0}(t_0 - x_0) f_{\xi^1}(t_1 - x_1) \Omega_+(x_0; x_1) dx_0 dx_1 \quad (5)$$

$$\Omega_-(t_0; t_1) = F_{\xi^0}(t_0)H(t_1) + \int_0^{t_0} \int_0^{t_1} f_{\xi^0}(t_0 - x_0) f_{\xi^1}(t_1 - x_1) \Omega_-(x_0; x_1) dx_0 dx_1. \quad (5')$$

Замечание. В (5) и (5') $H(t)$ – функция Хэвисайда. Для интенсивностей совместного потока отказов получаются уравнения, аналогичные (5) и (5'). Единственное отличие – свободный член интегрального уравнения является второй смешанной производной свободного члена уравнений (5) и (5') соответственно.

Пусть ξ^0, ξ^1 показательно распределены с интенсивностями λ_0, λ_1 соответственно. Решение уравнений (5), (5') с помощью преобразования Лапласа приводит к следующему результату:

$$\begin{aligned} \omega_+(t_0; t_1) &= \delta(t_0)\delta(t_1) + \lambda_0\lambda_1 \exp[-\lambda_0 t_0 - \lambda_1 t_1] I_0(2\sqrt{\lambda_0\lambda_1 t_0 t_1}), \\ \omega_-(t_0; t_1) &= \lambda_0 \exp(-\lambda_0 t_0 - \lambda_1 t_1) \left[\delta(t_1) + \sqrt{\frac{\lambda_0\lambda_1 t_0}{t_1}} I_1(2\sqrt{\lambda_0\lambda_1 t_0 t_1}) \right], \end{aligned}$$

где $I_0(x), I_1(x)$ – модифицированные функции Бесселя порядка 0 и 1 соответственно. Дельта-функции $\delta(t_0), \delta(t_1)$, входящие в данные выражения, обусловлены нулевыми моментами отказов и восстановлений, которые можно считать вырожденными в точке 0 случайными величинами. Такие величины принимают конкретное значение с единичной вероятностью. На рисунке 3 представлены результаты расчетов коэффициента готовности после подстановки найденных решений в (4). Результаты расчетов по (4) совпадают с классическими расчетами коэффициента готовности для экспоненциальных законов распределения наработки до отказа и

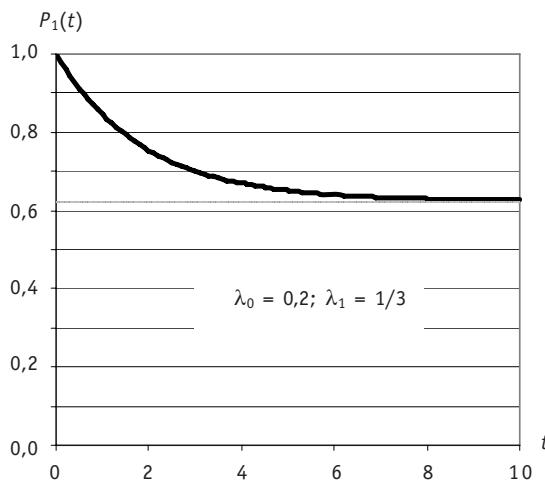


Рис. 3. Коэффициент готовности

времени восстановления: $P_1(t) = \frac{\lambda_1}{\lambda_0 + \lambda_1} + \frac{\lambda_0}{\lambda_0 + \lambda_1} e^{-(\lambda_0 + \lambda_1)t}$ [1, 2].

МОДЕЛЬ НОРМАЛИЗУЮЩЕЙ ФУНКЦИИ ПОТОКА

Основной идеей модели НФП является построение непрерывного строго монотонно возрастающего отображения Υ абстрактного рекуррентного потока событий в «реальный» поток событий. При этом абстрактный поток не имеет временной размерности. Пусть μ_k – момент наступления k -го события абстрактного потока, т.е. $\mu_k = \sum_{i=1}^k \xi_i$, где ξ_i – интервал между двумя последовательными событиями потока. В случае однородного (рекуррентного) потока отказов все ξ_i – н.о.р.с.в.

Моменты реального потока событий будут определяться формулой

$$\tilde{\mu}_k = \Psi \left(\sum_{i=1}^k \xi_i \right) = \Psi(\mu_k), \quad k = 1, 2, \dots, \tau_0 = 0,$$

где $\Psi(\cdot)$ – некоторая непрерывно дифференцируемая строго монотонно возрастающая на $[0; \infty)$ функция, причем $\Psi(0)=0$. Тогда i -ая наработка между отказами

$$\zeta_i = \tilde{\mu}_i - \tilde{\mu}_{i-1} = \Psi(\mu_i) - \Psi(\mu_{i-1}).$$

Понятно, что в этом случае $\{\zeta_i, i = 1, 2, \dots\}$ будут зависимы, если только $\Psi(x) \neq \text{const} \cdot x$.

Как показано в [5], среднее число событий (ведущая функция потока) в момент времени t равно

$$\Omega(t) = v(\Psi^{-1}(t)), \quad (6)$$

где $v(t)$ – решение интегрального уравнения

$$v(t) = F_\xi(t) + \int_0^t v(t-\tau) f_\xi(\tau) d\tau. \quad (7)$$

Предположим, что при $t \rightarrow \infty$, $\Psi^{-1}(t) \rightarrow \infty$. В этом случае [5] для среднего числа отказов непосредственно получается

$$\Omega(t) \underset{t \rightarrow \infty}{\sim} \frac{\Psi^{-1}(t)}{M\xi}.$$

Таким образом, в отличие от классической теории, асимптотическое поведение среднего числа отказов нелинейно и определяется НФП. Это дает широкие возможности при моделировании реальных процессов.

РАСЧЕТ КОЭФФИЦИЕНТА ГОТОВНОСТИ С УЧЕТОМ ИСКАЖЕНИЙ ПОТОКА ОТКАЗОВ И ПОТОКА ВОССТАНОВЛЕНИЙ

Выведем математическую модель расчета коэффициента готовности при условии, что автономные потоки отказов и восстановлений являются отображениями двух абстрактных независимых рекуррентных потоков. Пусть $\Psi_0(\mu_i^0), i = 0, 1, \dots$ – поток отказов; $\Psi_1(\mu_i^1), i = 0, 1, \dots$ – поток восстановлений; $\{\mu_i^0\}$ и $\{\mu_i^1\}, i = 0, 1, \dots$ – рекуррентные потоки отказов и восстановлений соответственно. Функции и $\Psi_1(x)$ удовлетворяют обычным для данной модели условиям:

- $\Psi_0(0) = 0, i = 0, 1;$
- $\Psi_i(x) \in C_{(0; \infty)}^1$, причем $\Psi_i'(x) > 0, i = 0, 1.$

Коэффициент готовности

$$P_1(t) = \iint_{\Psi_0(x_1) + \Psi_1(x_2) \leq t} [\omega_+(x_1; x_2) - \omega_-(x_1; x_2)] dx_1 dx_2. \quad (8)$$

Рассмотрим пример. Найдем коэффициент готовности (8) при степенной неоднородности рекуррентных потоков событий.

Зададим функцию $\Psi_i(t) = t^{\gamma_i}, \gamma_i > 0, i = 0, 1$. Очевидно, что от величины параметра γ_i зависит характер неоднородности рекуррентного потока. Например, при $\gamma_i \in (1; \infty), i = 0, 1$ поток событий будет «разряжаться», при $\gamma_i \in (0; 1), i = 0, 1$ – «сгущаться». Если $\gamma_i = 1, i = 0, 1$, то поток будет однородным.

Пусть интервалы ξ_j^0 и ξ_j^1 между двумя последовательными событиями рекуррентных потоков отказов $\{\mu_i^0\}$ и восстановлений $\{\mu_i^1\}$ соответственно распределены по закону Вейбулла с параметрами формы $m^0 = m^1 = 2$ и параметрами масштаба $\theta^0 = 5, \theta^1 = 2$. В этом случае математическое ожидание $M\xi^0 = 4,43$ и $M\xi^1 = 1,77$. Рассмотрим следующие варианты.

1. Потоки событий не искажаются: $\gamma_0 = 1, \gamma_1 = 1$.
2. Поток отказов разряжается (отказы происходят реже), поток восстановлений однороден: $\gamma_0 = 1,2, \gamma_1 = 1$.
3. Поток отказов сгущается (отказы учащаются), поток восстановлений однороден:
 - a) $\gamma_0 = 0,8, \gamma_1 = 1;$
 - b) $\gamma_0 = 0,5, \gamma_1 = 1.$
4. Поток отказов сгущается (отказы учащаются), поток восстановлений разряжается (восстановления происходят реже): $\gamma_0 = 0,8, \gamma_1 = 1,2$.

Графики коэффициентов готовности для случаев 1–4 представлены на рис. 4.

Кривая 1 отображает ситуацию, когда потоки событий не искажены; кривая 2 коэффициента готовности проходит выше кривой (1), т.к. поток отказов в случае 2 разряжается. Из анализа поведения кривых 3 а) и 3 б) видно, что при уменьшении параметра γ_0 график коэффициента готовности ниже: поток отказов учащается; 3 а) и 4 – при разрежении потока восстановлений коэффициент готовности уменьшается. На графике 3 б) становятся наиболее отчетливыми локальные экстремумы коэффициента готовности, обусловленные специфической формой распределения Вейбулла при заданных параметрах. Так, точка локального минимума (равная, примерно, 3) соответствует наиболее вероятному моменту первого от-

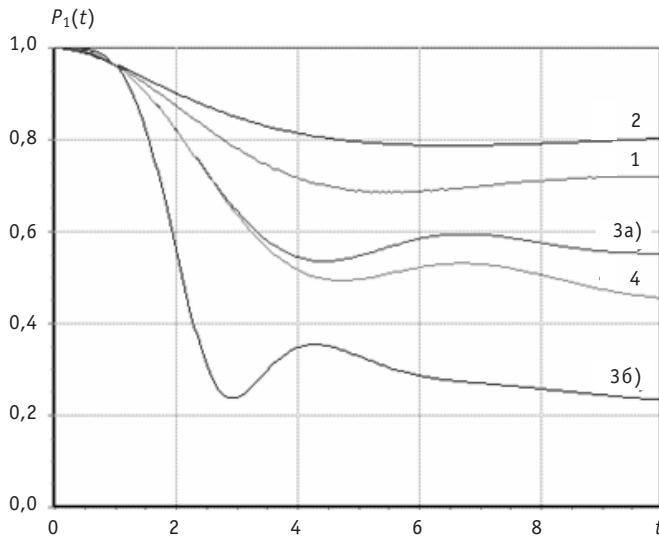


Рис. 4. Коэффициент готовности для вариантов 1–4

каза, а точка локального максимума (приблизительно 4.5) – моменту первого восстановления.

Если поток отказов и восстановлений регулярен, т.е. ξ^0 и ξ^1 – вырожденные с.в., то с помощью несложных преобразований получаем

$$P_1(t) = \sum_{k=0}^{\infty} [H(t - \Psi_0(k\xi^0) - \Psi_1(k\xi^1)) - H(t - \Psi_0((k+1)\xi^0) + \Psi_1(k\xi^1))].$$

РЕСУРСНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ В МОДЕЛИ НФП

Как известно [1], среднее *прямое* остаточное время – это математическое ожидание оставшегося времени работы системы до очередного отказа, начиная с момента времени t , в который система была работоспособна, среднее *обратное* остаточное время – это математическое ожидание времени работы системы от начала эксплуатации или ее возобновления после последнего восстановления до момента времени t , в который система работоспособна. Средний ресурс представляет собой среднюю наработку объекта от начала эксплуатации или ее возобновления после предупредительного ремонта до наступления предельного состояния.

Приведем уравнения для расчета рассматриваемых ресурсных характеристик «искаженного» потока отказов с нормализующей функцией потока (НФП) $\Psi(x)$.

Среднее прямое остаточное время $V(t)$ [11, 12]

$$V(t) = \phi_0(\Psi^{-1}(t)) + \int_0^{\Psi^{-1}(t)} f_\xi(x)g(x; t)dx, \quad (9)$$

$$\text{где } g(x; t) = \int_{(\Psi^{-1}(t)-x) \vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (\Psi(\tau+x) - t)v(\tau)d\tau, \quad \phi_0(\Psi^{-1}(t)) = \int_{\Psi^{-1}(t)}^{\infty} (\Psi(x) - t)f_\xi(x)dx.$$

Среднее обратное остаточное время $R(t)$

$$R(t) = \phi_0(\Psi^{-1}(t)) + \int_0^{\Psi^{-1}(t)} f_\xi(x)g(x; t)dx, \quad (10)$$

$$\text{где } g(x; t) = \int_{(\Psi^{-1}(t)-x) \vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (t - \Psi(\tau))v(\tau)d\tau, \quad \phi_0(\Psi^{-1}(t)) = t \int_{\Psi^{-1}(t)}^{\infty} f_\xi(x)dx = t \cdot (1 - F_\xi(\Psi^{-1}(t))).$$

Средний ресурс $T(t) = V(t) + R(t)$:

$$T(t) = \varphi_0(\Psi^{-1}(t)) + \int_0^{\infty} f_{\xi}(x)g(x; t)dx, \quad (11)$$

где $g(x; t) = \int_{(\Psi^{-1}(t)-x) \vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (\Psi(\tau+x) - \Psi(\tau))v(\tau)d\tau$, $\varphi_0(\Psi^{-1}(t)) = \int_{\Psi^{-1}(t)}^{\infty} \Psi(x) \cdot f_{\xi}(x)dx$.

В полученных выражениях $f_{\xi}(x)$ – плотность распределения наработки на отказ выпрямленного потока отказов; $v(t)$ – интенсивность такого потока отказов.

ПРИМЕР РАСЧЕТА РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК

Для демонстрации возможностей нового подхода рассмотрим расчет ресурсных характеристик по данным об отказах электрооборудования СУЗ Билибинской АЭС. Для примера возьмем УЗС – усилитель защиты по скорости. Данные об отказах представляют собой группированные по годам частоты отказов. Классическая

гистограммная оценка параметра потока отказов $\hat{\omega}_i = \frac{n_i}{m\Delta_i}$, где n_i – число отказов

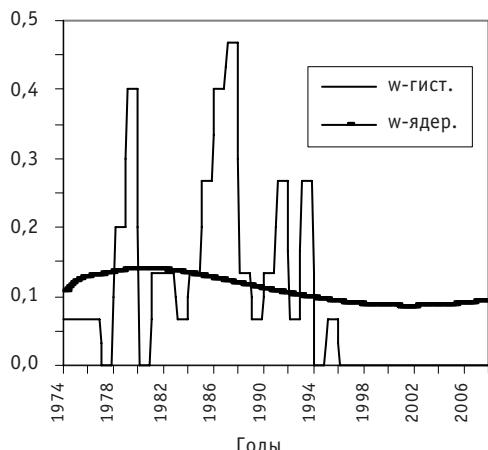


Рис. 5. Параметр потока отказов УЗС

на временном интервале Δ_i , m – число объектов, формирующих исследуемый поток отказов, представлена на рис. 5.

Необходимо отметить, что среднее число отказов за весь исследуемый пе-

риод времени $\frac{1}{m} \sum n_i = 3.4$, что говорит о представительности статистики, т.е. каждый элемент совокупности из m однотипных объектов за 34 года в среднем отказывал (затем восстанавливается) 3.4 раза.

В то же время, анализируя график, можно отметить ярко выраженный пе-

риод высокой интенсивности, который завершился примерно к 1995 г. После 1996 г. отказов не было. Как известно [1–3], в случае однородных во времени процессов отказов параметр соответствующего потока событий постепенно стабилизируется и стремится в асимптотике к константе $(M\xi)^{-1}$ – обратной величине средней наработки.

Если применять классическую гистограммную оценку параметра потока отказов [1] для оценки плотности распределения через интегральное уравнение восстановления, то будет получаться, вообще говоря, результат, не имеющий физического смысла (найденная плотность – отрицательна). Убрать нежелательный эффект возможно только объединив всю информацию, т.е. оценив параметр потока константой на всем временном промежутке от 1974 г. до 2008 г. Но в этом случае мы фактически признаем поток отказов простейшим (запаздываний нет). Однако это вызывает, по меньшей мере, недоумение (см. рис. 3).

Применяя ядерную оценку параметра потока отказов [12] для оценки закона распределения, мы вынуждены предположить однородность процесса во времени. В этом случае поправкой на параметр потока отказов мы, фактически, «размажем» имеющиеся отказы по временной оси, искусственно выводя ядерную оценку параметра потока отказов на константу, добавляя в этом случае стабильные несуществующие отказы на период времени с 1996 по 2008 гг. (см. рис. 5). Тем не менее

применим ядерную оценку параметра потока отказов, оценим плотность и найдем окончательно средние прямое и обратное остаточные времена. Результат расчетов представлен на рис. 6.

Анализируя рисунок, можно отметить, что к окончанию исследуемого периода оба остаточных времени приблизились к 13–14 годам, в то время как были ситуации, когда один элемент УЗС отказывал в среднем 0.4–0.45 раз в год! Следовательно, были периоды, когда наработка была около двух-трех лет (см. рис. 5; 1980, 1985–1986 гг.). Тем не менее эти локальные всплески интенсивности отказов остались незамеченными – результат того, что, фактически, эти эффекты были устранены чрезвычайным сглаживанием параметра потока отказов. В противном случае решение не имело физического смысла.

Осталось применить модель НФП (рис. 7). Параметрически оценив НФП методом наименьших квадратов, с помощью (6), (7) оценим $f_\xi(x)$ – плотность распределения абстрактной наработки.

Решая (9)–(11) получаем требуемый результат. Можно отметить, что локальные эффекты сохранились. Примерно на десятом году эксплуатации среднее (1984 г.) прямое остаточное время равно трем годам. $1984 + 3 = 1987$ г. – почти пик отказов. На 15 году (1989 г.) обратное остаточное время достигает минимума в три года ($1989 - 3 = 1986$). В дальнейшем обратное остаточное время начинает линейно возрастать, что, в принципе, отражает реальность – отказы почти полностью прекратились. Следовательно, если на 20-м году эксплуатации обратное остаточное время равно пяти годам, то на 30-м году примерно двенадцати. Это прекрасно соглашается с реальными данными. Анализируя прямое остаточное время, можно отметить более сложную зависимость. После десяти лет прямое остаточное время начинает возрастать, значит средняя наработка постепенно увеличивается, следовательно, интенсивность отказов падает. Достигнув максимума в 17 лет к 20 годам эксплуатации, прямое остаточное время начинает уменьшаться ($20 + 17 = 37$ лет; $1974 + 37 = 2011$ г.). Этую дату можно считать пессимистически прогнозируе-

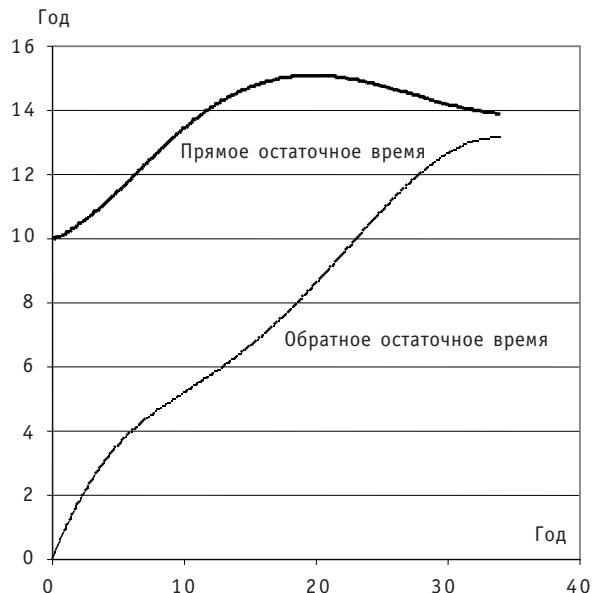


Рис. 6. Ресурсные характеристики в предположении однородного во времени процесса

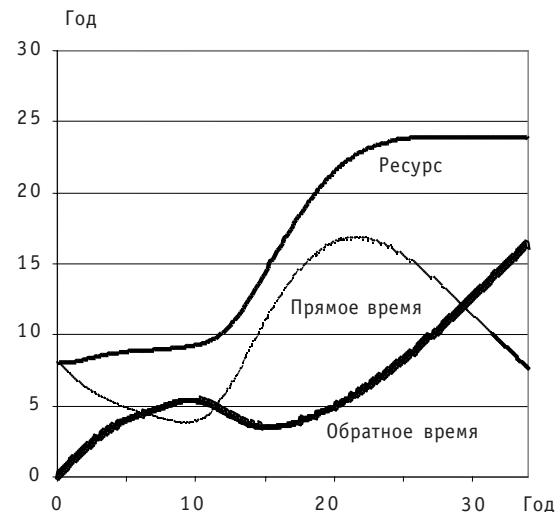


Рис. 7. Ресурсные характеристики в предположении неоднородного во времени процесса

мой датой отказов. На данный момент времени (2008 г.) следующий отказ прогнозируется в среднем через семь лет, т.е. в 2015 г. Этую оценку, по аналогии, можно назвать оптимистической. Таким образом, методика позволяет спрогнозировать время наступления следующего отказа одного элемента УЗС – это интервал времени 2011–2015 гг. Причем, учитывая количество элементов совокупности, для УЗС $t = 15$, можно предположить, что вероятность отказа хотя бы одного элемента совокупности достаточно велика.

Когда статья была впервые отправлена в редакцию, авторы еще не располагали статистикой по отказам СУЗ БиАЭС за 2008 г. Оказалось уже в 2008 г. произошел один отказ УЗС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье приводятся математические модели и методы расчета показателей надежности систем, вероятностные характеристики которых могут изменяться с течением времени. На реальных неоднородных потоках показано преимущество предложенных методов. Разработанная математическая модель может применяться для расчета вероятностных показателей надежности элементов и систем АЭС в условиях старения, когда классические методы не работают.

Литература

1. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. – М.: Радио и связь, 1988. – 357 с.
2. Вентцель Е.С., Овчаров Л.А. Теория случайных процессов и ее инженерные приложения. – М.: Наука, 1991. – 384 с.
3. Вероятностные разделы математики. Учебник для бакалавров технических направлений//Подред. Ю.Д. Максимова – СПб.: Иван Федоров, 2001. – 592 с.
4. Саенко Н.Б. Учет неполноты восстановления элементов при расчете надежности систем//Известия вузов. Приборостроение. – 1994. – С. 16-23.
5. Волников И.С., Чепурко В.А. Неоднородный поток отказов и восстановлений//Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем //Сб. научн. тр. № 14 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – С. 36-44.
6. Никитина А.Г., Чепурко В.А. Об учете неоднородности потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем//Сб. научн. тр. № 15 кафедры АСУ – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – С. 31-36.
7. Антонов А.В., Карапулов И.Н., Чепурко В.А. Оптимизация проведения профилактических работ с учетом деградации и старения оборудования//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем//Сб. научн. тр. № 16 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2006. – С. 31-38.
8. Саакян С.П., Острайковский В.А., Чепурко В.А. Метод обработки статистических данных о надежности оборудования в процессе эксплуатации атомных станций//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 30-37.
9. Иванова К.А., Чепурко В.А. Математическая модель совместного потока событий//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем//Сб. научн. тр. № 18 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2009.
10. Скиба М.А. О среднем ресурсе и остаточных временах неоднородного потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем//Сб. научн. тр. № 18 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2009.
11. Кисиль И.М., Антонов А.В. и др. Вероятностный анализ показателей надежности и остаточного ресурса оборудования подсистем СУЗ Билибинской АЭС на основе информации об отказах за период 1974 – 2007 гг. Технический отчет. – М.: ВНИИАЭС, 2008 – 133 с.
12. Чепурко В.А. Ядерная оценка параметров потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем//Сб. научн. тр. № 15 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – 80 с.

Поступила в редакцию 15.04.2009

ПАССИВНАЯ СИСТЕМА АВАРИЙНОГО ПИТАНИЯ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ПАРОВОДЯНЫМ ИНЖЕКТОРОМ

А.Г. Ильченко, А.Н. Страхов, Д.Н. Магницкий

*Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина,
г. Иваново*



Приведены результаты расчета показателей надежности систем аварийного электроснабжения (САЭ) и аварийной питательной воды (САПВ) серийного энергоблока с ВВЭР-1000. Предложено для обеспечения надежной подачи аварийной питательной воды в парогенераторы (ПГ) в режиме полного обесточивания АЭС при наложении отказов в системах САЭ и САПВ использовать дополнительную пассивную систему аварийной питательной воды с пароводяным инжектором (ПВИ), работающим на сбросном паре парогенераторов.

Проведен расчетный анализ работоспособности ПВИ при переменных параметрах пара перед инжектором, соответствующих различным моментам времени с начала пароводяного расхолаживания применительно к энергоблоку с ВВЭР-1000. Предложено для обеспечения работоспособности системы в начальный период расхолаживания производить подачу воды на инжектор из дополнительных баков запаса химобессоленой воды, расположенных в реакторном отделении на отметке 36,9 м. Показана принципиальная возможность работы системы аварийного питания ПГ с ПВИ в течение ~ 3 часов с начала расхолаживания.

Одной из аварийных ситуаций на АЭС с ВВЭР, которые могут привести к повреждению активной зоны ядерного реактора, является режим полного обесточивания АЭС. Главная опасность этого режима обусловлена прекращением электроснабжения систем безопасности АЭС, в том числе насосов системы аварийной питательной воды парогенераторов. Поскольку в режиме обесточивания аварийное расхолаживание реакторной установки (РУ) на первом этапе обеспечивается сбросом пара из ПГ через быстродействующую редукционную установку сброса пара (БРУ-А) в атмосферу, то после полного выпаривания воды из корпуса парогенератора отвод тепла от активной зоны реактора прекратится, и расхолаживание РУ станет невозможным.

Для обеспечения бесперебойного электроснабжения при обесточивании энергоблока на современных АЭС используется система аварийного электроснабжения, включающая в себя резервные дизель-генераторы, которые вводятся в работу по программе автоматического ступенчатого пуска при исчезновении напряжения на секции надежного питания. Всего предусматривается по три независимых канала в каждой системе САЭ.

©А.Г. Ильченко, А.Н. Страхов, Д.Н. Магницкий, 2009

Система аварийной питательной воды энергоблока с ВВЭР-1000 состоит из трех независимых каналов, каждый из которых включает в себя один АПЭН типа ПЭА 150-85, бак аварийного запаса химобессоленной воды (БАЗХОВ) емкостью 500 м³, соединительные трубопроводы и арматуру.

Авторами методами вероятностного анализа безопасности (ВАБ) были определены показатели надежности САПВ и САЭ для унифицированного энергоблока с ВВЭР-1000. Результаты расчетов показали, что по системе САПВ наиболее значимыми являются отказы задвижки с электроприводом, аварийного питательного электронасоса (АПЭН), обратного клапана. При этом расчетная вероятность не выполнения функции (ВНФ) одного канала САПВ получена равной $Q_{\text{кан}}=0,0421$. Учитывая, что система состоит из трех каналов, то ВНФ системы аварийной питательной воды в целом составит $Q_{\text{сист}}=7,46 \times 10^{-5}$. По системе САЭ наиболее значимыми являются отказы дизель-генератора, распределительного устройства 0,4 кВ, секции 6 кВ II группы надежности. Расчетные значения ВНФ для одного канала и системы САЭ в целом получились равными соответственно $Q_{\text{кан}}=0,0353$ и $Q_{\text{сист}}=4,4 \times 10^{-5}$. Несмотря на высокие показатели надежности систем САПВ и САЭ в целом, существует определенная вероятность того, что в случае отказа в этих системах подача аварийной питательной воды в парогенератор и отвод тепла от активной зоны реактора прекратятся.

Для исключения возможности возникновения подобных ситуаций в новых проектах АЭС предусматриваются пассивные системы отвода тепла от РУ. На действующих АЭС применение пассивных систем безопасности зачастую является трудно осуществимым. Однако в некоторых случаях, например, в системе аварийной питательной воды, пассивный принцип работы технически может быть реализован без особых затруднений.

В частности, могут быть установлены дополнительные аварийные питательные насосы с паротурбинным приводом, паровые поршневые насосы или пароводяные

инжекторы, для которых источником энергии служит пар, генерируемый в парогенераторах во время расхолаживания [1]. Отметим, что только САПВ с инжекторами является полностью пассивной системой. К преимуществам инжектора относятся компактность, простота конструкции, отсутствие движущихся частей.

В двухфазном инжекторе происходят процессы, физические особенности которых изучены еще недостаточно полно. Однако накоплен обширный экспериментальный материал, позволяющий выяснить наиболее существенные свойства потоков газа и жидкости в инжекторе и их взаимодействие. Вследствие отсутствия в настоящее время законченной теории, которая бы исчерпывающе описывала процессы, проходящие в пароводяному инжекторе, расчет ПВИ базируется в значительной мере на эмпирических и полуэмпирических зависимостях, полученных на основе экспериментальных данных [2-4].

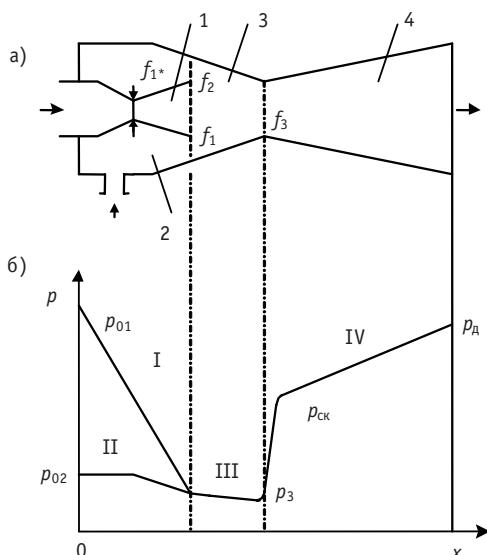


Рис. 1. Принципиальная схема пароводяного инжектора (а) и график изменения давления (б): 1 – паровое сопло; 2 – водяное сопло; 3 – камера смешения; 4 – диффузор; I – рабочий пар; II – инжектируемая жидкость; III – двухфазная смесь; IV – однофазная жидкость

Как известно, пароводяной инжектор представляет собой струйный аппарат, основными элементами которого являются паровое и водяное сопла, цилиндрическая или коническая камера смешения, диффузор (рис. 1а). Рабочий пар, расширяясь в сопле, попадает в камеру смешения (КС), где происходит обмен импульсом с холодной жидкостью и одновременно его конденсация. Кроме обмена импульсом и теплообмена интенсивно протекают фазовые переходы, и структура потока на очень коротких длинах меняется от капельного до пузырькового (пенного). При этом скорость звука резко падает, и создаются условия для скачка конденсации, который сопровождается значительным повышением давления (рис. 1б). Как показано в [2, 3], наибольшая эффективность ПВИ достигается в том случае, когда скачок конденсации происходит в горле диффузора (на выходе из камеры смешения). Давление, развиваемое инжектором, достаточно сильно зависит от величины основного геометрического параметра (ОПГ), равного отношению площади горловины диффузора f_3 к площади критического сечения парового сопла f_1^* . Чем меньше значение ОПГ, тем больше давление, развиваемое инжектором. Однако при этом сужается диапазон устойчивой работы инжектора по коэффициенту инжекции (под коэффициентом инжекции i понимается отношение расхода инжектируемой жидкости к расходу рабочего пара). Очевидно, что при постоянных заданных параметрах рабочего пара и инжектируемой жидкости перед инжектором (при фиксированных геометрических характеристиках инжектора) с ростом коэффициента инжекции развиваемое инжектором давление уменьшается и наоборот. Расчеты ПВИ, проведенные по методике [2] при параметрах рабочего пара и инжектируемой воды для начала пароводяного расхолаживания реактора ВВЭР-1000 (давление пара на выходе из ПГ $p_{\text{ПГ}}=6,1$ МПа, давление воды перед инжектором $p_{\text{д}}=0,24$ МПа, расход воды на выходе из диффузора $G_{\text{в}}=41,7$ кг/с), показали, что при величине ОПГ=1,1 максимальное давление за диффузором, равное $p_{\text{д}}=7,3$ МПа, обеспечивается при величине коэффициента инжекции $i \approx 6-6,7$.

Для варианта с подачей воды на инжектор из штатных БАЗХОВ (рис. 2а) был принят расчетный коэффициент инжекции $i=7$. Расчетные площади критического сечения парового сопла и горла диффузора получены соответственно равными $f_1^*=5,92$ см², $f_3=6,52$ см².

Основная сложность в выборе параметров ПВИ заключается в том, что во время расхолаживания блока изменяется как давление пара в ПГ, так и требуемый расход подаваемой в парогенераторы воды. Характер изменения этих параметров от времени t определяется принятой скоростью расхолаживания dt/dt . Согласно

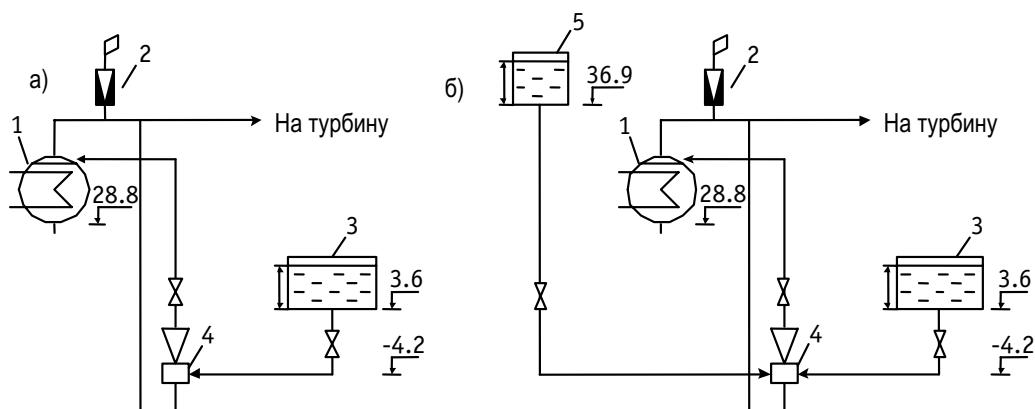


Рис. 2. Схема включения ПВИ от штатных БАЗХОВ (а) и с дополнительными баками запаса воды (б):
1 – ПГ; 2 – БРУ-А; 3 – БАЗХОВ; 4 – ПВИ; 5 – ДБАЗХОВ

эксплуатационной документации РУ с реактором В-320, в настоящее время максимальная скорость аварийного расхолаживания составляет $dt/d\tau = 30^\circ\text{C}/\text{ч}$. Поэтому авторами были произведены расчеты параметров режима расхолаживания блока с ВВЭР-1000 именно для этой скорости расхолаживания ($30^\circ\text{C}/\text{ч}$). С целью определения возможности использования ПВИ для подачи воды в ПГ в течение всего периода расхолаживания по разработанной авторами на основе методик [2, 5] математической модели были проведены расчеты ПВИ на режимы с переменными параметрами пара и воды для различных моментов времени с начала расхолаживания. В режимах работы ПВИ с пониженными по сравнению с расчетным режимом параметрами рабочего пара ($\epsilon_1 = p_1/p_{01} \epsilon_{1P}$) имеют место, как показали расчеты, скачки уплотнения в расширяющейся части парового сопла. При этом резко уменьшаются скорость пара на выходе из сопла и передаваемый инжектируемой воде импульс, что приводит даже при относительно небольших расходах воды в этих режимах к перемещению скачка конденсации из горловины диффузора в камеру смешения и срыву работы инжектора. В то же время при недогрузке инжектора скачок конденсации перемещается из горловины в расширяющуюся часть диффузора, а режим работы камеры смешения при этом не меняется. Очевидно, что при расчетной площади скачка, меньшей, чем площадь горловины диффузора ($f_{ck} < f_3$), скачок проникает в камеру смешения, и наступает срыв работы инжектора.

Анализ результатов расчетов ПВИ в режиме расхолаживания показал, что из-за быстрого спада остаточных энерговыделений в начальный период расхолаживания резко уменьшается требуемый расход воды на подпитку парогенератора. В то же время, поскольку снижение давления пара в парогенераторах происходит значительно медленнее, расход пара через паровое сопло инжектора достаточно длительное время остается равным критическому, что приводит к уменьшению коэффициента инжекции и, как следствие, к значительному повышению давления в камере смешения инжектора. При подаче воды на инжектор из штатных БАЗХОВ (рис. 2а), расположенных на относительно небольшой высоте (отм. 3,6 м), давление воды перед водяным соплом инжектора становится недостаточным для обеспечения ее подачи в камеру смешения, и происходит срыв работы инжектора. Через некоторое время, когда коэффициент инжекции вновь увеличивается, происходит восстановление работы инжектора (рис. 3). Однако примерно через 50 мин вследствие значительного увеличения коэффициента инжекции в сочетании с работой парового сопла в режиме недорасширения наступает перегрузка инжектора, скачок конденсации перемещается в камеру смешения, и вновь происходит срыв работы инжектора.

Для увеличения продолжительности работы инжектора необходимо уменьшить расчетное значение коэффициента инжекции и, соответственно, увеличить площадь проходного сечения парового сопла и горла диффузора.

В то же время для обеспечения работоспособности инжектора на начальном этапе расхолаживания необходимо увеличение давления воды перед ним. Поэтому с целью обеспечения необходимого перепада давления на водяном сопле на начальной стадии расхолаживания был рассмотрен вариант с установкой дополнительных баков запаса воды общим объемом $3 \times 100 \text{ м}^3$, которые могут быть размещены в реакторном отделении на отметке 36,9 м (рис. 2б). Расчетные характеристики инжекторов для рассматриваемых вариантов приведены в табл. 1.

Анализ результатов расчета режима расхолаживания с подачей воды на ПВИ от дополнительных баков показал, что пассивная САПВ с ПВИ обеспечивает ведение режима расхолаживания РУ со скоростью $30^\circ\text{C}/\text{ч}$ в течение ~ 170 мин (до давления в ПГ $p_{pg} \approx 1,3 \text{ МПа}$) (рис. 4).

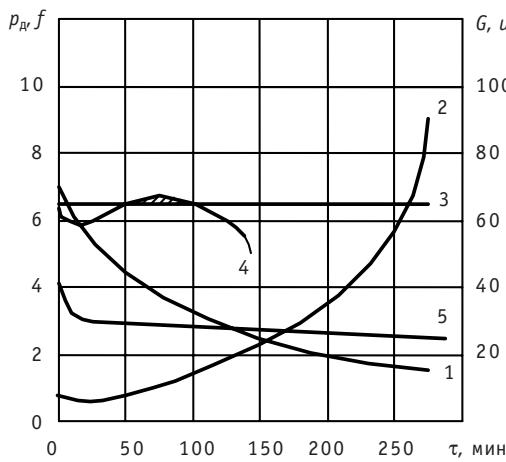


Рис. 3. Режим расхолаживания при питании ПВИ от штатных БАЗХОВ: 1 – давление за диффузором p_d , МПа; 2 – коэффициент инжекции u ; 3 – площадь горловины диффузора f_3 , см²; 4 – площадь скачка $f_{ск}$, см²; 5 – расход воды в ПГ G , кг/с

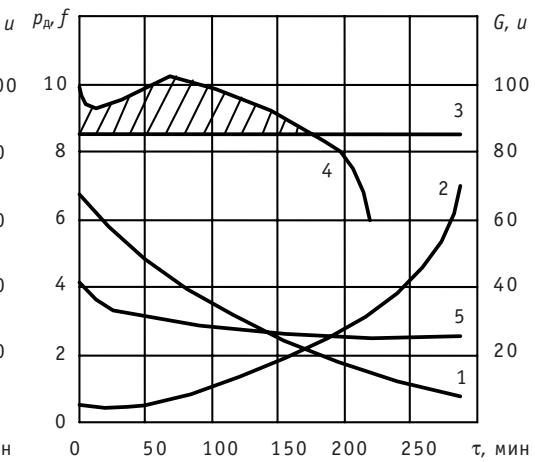


Рис. 4. Режим расхолаживания при питании ПВИ от дополнительных баков запаса воды: 1 – давление за диффузором p_d , МПа; 2 – коэффициент инжекции u ; 3 – площадь горловины диффузора f_3 , см²; 4 – площадь скачка $f_{ск}$, см²; 5 – расход воды в ПГ G , кг/с

Для дальнейшего расхолаживания необходимо использовать инжектор с другими геометрическими характеристиками. В качестве варианта можно применить также рециркуляцию воды после ПВИ в БАЗХОВ для обеспечения работы ПВИ в режиме, близком к расчетному. Таким образом, проведенное исследование выявило принципиальную возможность применения ПВИ в системе аварийного питания парогенераторов и ее работоспособность в условиях работы с переменными параметрами пара и воды.

Данная пассивная система может быть установлена в дополнение к существующей системе аварийного питания парогенераторов с АПЭН в целях обеспечения подачи воды в ПГ в режимах полного обесточивания АЭС (при отказе системы аварийного электроснабжения).

Таблица 1

Характеристики инжектора в расчетном режиме

Наименование величин	Варианты	
	Питание от штатных БАЗХОВ	Схема с дополнительными БАЗХОВ
Давление рабочего пара перед инжектором, МПа	6,09	6,09
Коэффициент инжекции	7	5
Давление в камере смешения, МПа	0,12	0,284
Расход рабочего пара, кг/с	5,21	6,97
Расход инжектируемой жидкости, кг/с	36,46	34,7
Площадь критического сечения парового сопла, см ²	5,92	7,9
Площадь выходного сечения сопла, см ²	54,5	37,2
Площадь горловины диффузора, см ²	6,52	8,69
Давление воды за диффузором, МПа	6,97	7,49

Литература

1. Ильченко А.Г. Повышение безопасности действующих АЭС с ВВЭР в режимах полного обесточивания/Тез. докл. Междунар. науч.-техн. конф. «VIII Бенардосовские чтения». – Иваново, 1997. – С.149.
2. Циклаури Г.В., Данилин В.С., Селезнев Л.И. Адиабатные двухфазные течения. – М.: Атомиздат, 1973. – 448 с.
3. Фисенко В.В. Сжимаемость теплоносителя и эффективность работы контуров циркуляции ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 200 с.
4. Соколов Е.Я., Зингер Н.М. Струйные аппараты. – 3-е изд., перераб. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 352 с.
5. Дейч М.Е., Филиппов Г.А. Газодинамика двухфазных сред. – М.: Энергоиздат, 1981.

Поступила в редакцию 31.10.2007

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПОДСИСТЕМЫ СУЗ С УЧЕТОМ ПЕРИОДИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ИСПРАВНОСТИ

А.И. Перегуда, Д.А. Тимашов

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



Предложена математическая модель надежности комплекса «объект защиты – система безопасности». Показано как эта модель применяется для анализа надежности подсистемы СУЗ. Модель позволяет учитывать последовательность отказов элементов комплекса, приводящую к отказу, а также периодический контроль исправности элементов. Описанная в работе процедура получения асимптотических оценок для средней наработки до первой аварии и для вероятности аварии в зависимости от времени опирается на теорию восстановления и значительно проще, нежели традиционные марковские и полумарковские модели.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Использование опасных технологий, таких как атомные электростанции, требует включения в состав оборудования, реализующего эти технологии, систем безопасности. Назначение системы безопасности – перевод аварийных ситуаций при нарушении нормального функционирования объекта защиты в ранг неопасных, т.е. парирование отказов объекта защиты. Таким образом, системе безопасности отводится важная роль в обеспечении безопасного функционирования объекта защиты, но она не является средством, обеспечивающим его надежную работу. Модели таких систем рассматривались, например, в [1,2].

Рассмотрим вначале структуру предлагаемой модели. Рассматриваемый комплекс состоит из объекта защиты (ОЗ) и системы безопасности (СБ). СБ состоит из нескольких каналов защиты (КЗ), каждый из которых призван парировать определенный вид отказов ОЗ. Каждый КЗ в свою очередь имеет сложную структуру. Авария комплекса происходит тогда, когда отказ ОЗ приходится на тот момент времени, когда соответствующий КЗ СБ не выполняет своих функций. Под аварией мы понимаем событие, заключающееся в крупном нарушении режимов работы системы, приводящее к созданию опасных условий для жизни человека и окружающей среды. Определения таких основных понятий как отказ, восстановление, работоспособное и неработоспособное состояние взяты в соответствии с ГОСТ 27.002-89.

Имеются различные виды контроля исправности элементов КЗ СБ. Состояние некоторых элементов можно контролировать непрерывно, состояние же других

контролируется периодически, причем контроль занимает некоторое конечное время. Готовность периодически контролируемого элемента существенно отличается от готовности того же элемента контролируемого непрерывно, поэтому возникает необходимость учитывать периодический контроль при анализе безопасности.

Нашей задачей в настоящей работе является построение математической модели, позволяющей оценивать показатели надежности описанной системы.

ПОСТРОЕНИЕ МОДЕЛИ

Введем следующие обозначения. Пусть имеется N КЗ СБ, каждый из которых парирует свой вид отказов ОЗ, при этом отказы разных видов статистически независимы. Предполагаем, что отказы ОЗ и их парирование можно описывать с помощью процесса восстановления, т.е. будем считать, что после парирования отказа ОЗ случайный процесс как бы возвращается в исходное состояние с теми же статистическими характеристиками, что и в начальный момент времени. Такие моменты времени называются моментами регенерации. Также предполагаем, что совпадение двух и более отказов является практически невероятным событием. Следует отметить, что хотя данные ограничения и являются достаточно строгими, но указанные предположения выполняются, например, в случае экспоненциально распределенных случайных наработок до отказа (в силу свойства нестарения). Так что сфера применимости предлагаемой модели, по крайней мере, не уже, чем у моделей на основе полумарковских процессов. Также предположим, что время восстановления после отказа ОЗ пренебрежимо мало по сравнению с наработками до отказа. Пусть случайные наработки до отказа j -го вида χ_j на каждом цикле регенерации рассматриваемого случайного процесса независимы и одинаково распределены с функцией распределения $F_{\chi_j}(t)$.

Рассмотрим теперь подробнее процесс функционирования СБ. Пусть j -й КЗ СБ состоит из M_j элементов, каждый из которых может находиться только в одном из двух состояний – исправном и неисправном, а также и КЗ СБ может находиться только в одном из этих двух состояний. Состояние k -го элемента j -го КЗ СБ обозначим x_{kj} :

$$x_{k,j} = \begin{cases} 0, & \text{если } k\text{-й элемент } j\text{-го канала защиты неработоспособен,} \\ 1, & \text{если } k\text{-й элемент } j\text{-го канала защиты работоспособен.} \end{cases}$$

Пусть $\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})$ – состояние j -го КЗ СБ, вычисленное в зависимости от состояний x_{kj} отдельных элементов: $\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})=1$ если j -й КЗ СБ исправен, и $\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})=0$ в противном случае. Таким образом, функция $\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})$ – булева функция M_j булевых переменных $x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j}$. Она называется структурной функцией j -го КЗ СБ. Функция надежности j -го КЗ СБ – это функция

$$h_j(P_{1,j}, P_{2,j}, \dots, P_{M_j,j}) = M\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j}) = P(\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})=1),$$

где $P_{kj}=P(x_{kj}=1)=Mx_{kj}$ – вероятность безотказной работы k -го элемента j -го КЗ СБ. Соответственно $P_{kj}(t)$ – вероятность безотказной работы k -го элемента j -го КЗ СБ в момент времени t . Состояние каждого элемента – это булевозначный случайный процесс, который в любой момент времени может принимать значения 0 или 1. Наработка до отказа ξ_{kj} k -го элемента j -го КЗ СБ есть случайная величина. После обнаружения отказа k -го элемента j -го КЗ СБ производится восстановление его работоспособности в течение времени η_{kj} , также случайного. Предполагаем, что восстановление полное, т.е. все наработки до отказа элемента после каждого вос-

становления независимы и одинаково распределены, и что все времена восстановления элемента также независимы и одинаково распределены.

Кроме того, рассмотрим процедуру периодического контроля элементов КЗ СБ. Пусть промежуток времени между двумя последовательными процедурами контроля k -го элемента j -го КЗ СБ равен T_{kj} , а длительность контроля этого элемента равна Θ_{kj} . Во время контроля этот элемент перестает выполнять свои функции. Таким образом, все время функционирования j -го КЗ СБ распадается на отдельные циклы, в каждом из которых этот канал часть времени проводит в исправном состоянии (множество интервалов времени Q_j^+), а остальное время затрачивается на устранение неисправностей и контроль (множество интервалов времени Q_j^-). Множество интервалов времени, в течение которых k -ый элемент j -го КЗ СБ исправен, обозначим $Q_{k,j}^+$, а множество остальных интервалов $Q_{k,j}^-$.

При данных предположениях процесс функционирования рассматриваемого комплекса можно описывать с помощью наложения процессов восстановления [3]. Один из этих процессов описывает отказы ОЗ, которые либо парируются СБ, либо приводят к аварии. Прочие же процессы описывают отказы элементов КЗ СБ, восстановление после этих отказов и периодический контроль СБ.

Рассмотрим первый из упомянутых процессов. Представим длительность цикла регенерации этого процесса в следующем виде: $\tau_{03} = \min(\chi_1, \chi_2, \dots, \chi_N)$. Это означает, что осуществляется один из N вариантов развития процесса. Наработку комплекса до аварии представим в виде

$$\omega = \sum_{i=1}^v \tau_{03,i},$$

где v – номер цикла регенерации, на котором произошла авария. Функция распределения наработки ω комплекса до аварии определяется следующим образом:

$$F_\omega(t) = P\left(\sum_{i=1}^v \tau_{03,i} \leq t\right).$$

Найдем вероятность того, что авария произошла на n -м цикле регенерации $P(v=n)$. Поскольку рассматриваемый процесс является процессом восстановления, то вероятность того, что авария произошла на n -м цикле регенерации, можно представить в виде $P(v=n) = (1-r)^{n-1}r$, где r – вероятность того, что на цикле регенерации рассматриваемого процесса произошла авария.

Запишем теперь преобразование Лапласа-Стилтьеса функции распределения $F_\omega(t)$:

$$\tilde{F}_\omega(s) = \int_0^\infty e^{-st} dF_\omega(t) = M e^{-s\omega}.$$

Воспользуемся методом условных распределений и выразим вероятность сложного события через условные вероятности этого события при соответствующих условиях. Если условия несовместны и представляют собой полную группу событий, то

$$M e^{-s\omega} = \sum_{n=1}^\infty M(e^{-s\omega} | v=n) P(v=n) = \sum_{n=1}^\infty M e^{-sn\tau_{03}} P(v=n),$$

следовательно,

$$\tilde{F}_\omega(s) = \sum_{n=1}^\infty (\tilde{F}_{\tau_{03}}(s))^n (1-r)^{n-1} r = \frac{\tilde{F}_{\tau_{03}}(s)r}{1 - \tilde{F}_{\tau_{03}}(s)(1-r)}.$$

Найти обратное преобразования для $\tilde{F}_\omega(s)$ в общем случае не представляется возможным, но можно вычислить среднюю наработку комплекса до первой ава-

рии $M\omega$. Опуская несложные преобразования, запишем

$$M\omega = M\tau_{03}/r.$$

Нужно найти $M\tau_{03}$. Вычислим вначале функцию распределения

$$F_{\tau_{03}}(t) = P(\tau_{03} \leq t) = P(\min(\chi_1, \chi_2, \dots, \chi_N) \leq t).$$

Запишем ее в следующем виде:

$$F_{\tau_{03}}(t) = P(\min(\chi_1, \chi_2, \dots, \chi_N) \leq t) = 1 - \prod_{j=1}^N (1 - P(\chi_j \leq t)),$$

тогда

$$M\tau_{03} = \int_0^\infty (1 - F_{\tau}(t)) dt = \int_0^\infty \left(\prod_{j=1}^N (1 - F_{\chi_j}(t)) \right) dt.$$

Осталось найти r – вероятность того, что на цикле регенерации рассматриваемого процесса произошла авария. Авария происходит тогда, когда отказ ОЗ пришелся на неработоспособное состояние СБ. Запишем выражение для вероятности этого события. Воспользуемся формулой полной вероятности и получим

$$r = \sum_{j=1}^N q_j P(\chi_j < \min(\chi_1, \chi_2, \dots, \chi_{j-1}, \chi_{j+1}, \dots, \chi_N)),$$

где q_j – вероятность того, что отказ ОЗ j -го типа пришелся на неработоспособное состояние j -го КЗ СБ. Преобразуем это выражение и получим

$$r = \sum_{j=1}^N q_j \int_0^\infty \prod_{\substack{l=1 \\ l \neq j}}^N (1 - F_{\chi_l}(t)) dF_{\chi_j}(t).$$

Далее необходимо вычислить q_j . Для этого рассмотрим процесс функционирования КЗ СБ.

Введем дуальную к булевой функции $\varphi_j(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{M_j,j})$ функцию множеств $A_{1,j}, A_{2,j}, \dots, A_{M_j,j}$ $\bar{\varphi}_j(A_{1,j}, A_{2,j}, \dots, A_{M_j,j})$, определенную по следующему правилу: если $\varphi(x_1, x_2) = x_1 \wedge x_2$, то $\bar{\varphi}(A_1, A_2) = A_1 \cap A_2$, если $\varphi(x_1, x_2) = x_1 \vee x_2$, то $\bar{\varphi}(A_1, A_2) = A_1 \cup A_2$, и если $\varphi(x) = \bar{x}$, то $\bar{\varphi}(A) = (0, \infty) - A$. Смысл такого отображения состоит в том, что если A_{kj} – множество тех моментов времени, в которые k -ый элемент j -го КЗ СБ находится в исправном состоянии, то $\bar{\varphi}_j(A_{1,j}, A_{2,j}, \dots, A_{M_j,j})$ есть множество моментов исправной работы j -го КЗ СБ.

Вероятность аварии из-за несрабатывания j -го КЗ СБ в момент времени t записывается в виде $P(t \in Q_j^-)$. Преобразуем это выражение так:

$$P(t \in Q_j^-) = 1 - h_j(P_{1,j}(t), P_{2,j}(t), \dots, P_{M_j,j}(t)),$$

где $P_{kj}(t)$ – вероятность исправного функционирования k -го элемента j -го КЗ СБ в момент времени t . Для q_j можем записать

$$q_j = \int_0^\infty P(t \in Q_j^-) dF_\tau(t).$$

Найдем $P_{kj}(t) = P(t \in Q_{kj}^+) = 1 - P(t \in Q_{kj}^-)$. В соответствии с формулой полной вероятности имеем

$$P_{kj}(t) = \int_0^\infty \int_0^\infty P(t \in Q_{kj}^+ | \xi_{kj} = x, \eta_{kj} = y) dF_{\xi_{kj}}(x) dF_{\eta_{kj}}(y),$$

где ξ_{kj} и η_{kj} – случайные времена до первого отказа и первого восстановления соответственно k -го элемента j -го КЗ СБ.

Контроль исправности элемента может осуществляться непрерывно или периодически. Рассмотрим оба эти случая.

1. Элемент контролируется непрерывно. Процесс функционирования k -го элемента j -го КЗ СБ распадается на циклы регенерации длительностью $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) = \xi_{k,j} + \eta_{k,j}$. Отметим, что возможны два варианта: $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) > t$ и $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) \leq t$, в соответствии с которыми представим $P_{k,j}(t)$ так:

$$P_{k,j}(t) = \iint_{\substack{\tau_{k,j}(x,y) \leq t}} P(t \in Q_{k,j}^+ | \xi_{k,j} = x, \eta_{k,j} = y) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) + \\ + \iint_{\substack{\tau_{k,j}(x,y) > t}} P(t \in Q_{k,j}^+ | \xi_{k,j} = x, \eta_{k,j} = y) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = I_1 + I_2.$$

Вычислим сначала I_2 . Условие $\tau_{k,j}(x, y) > t$ означает, что момент регенерации процесса функционирования k -го элемента j -го КЗ СБ наступил после момента времени t . Тогда I_2 преобразуем так:

$$I_2 = \iint_{\substack{\tau_{k,j}(x,y) > t}} (J_{t \in [0,x]}) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = \int_0^\infty (J_{t \in [0,x]}) dF_{\xi_{k,j}}(x) = \bar{F}_{\xi_{k,j}}(t).$$

Вычислим теперь I_1 . При рассмотрении ситуации $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) \leq t$ учтем, что в момент времени $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j})$ имеет место момент регенерации, тогда запишем

$$I_1 = \iint_{\substack{\tau_{k,j}(x,y) \leq t}} P_{k,j}(t - \tau_{k,j}(x, y)) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = \int_0^t P_{k,j}(t - z) dF_{\tau_{k,j}}(z).$$

Сложим теперь I_1 и I_2 и получим интегральное уравнение для $P_i(t)$:

$$P_{k,j}(t) = f_{k,j}(t) + \int_0^t P_{k,j}(t - z) dF_{\tau_{k,j}}(z),$$

где $f_{k,j}(t) = \bar{F}_{\xi_{k,j}}(t)$, $F_{\tau_{k,j}}(y) = P(\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) \leq y) = P(\xi_{k,j} + \eta_{k,j} \leq y)$.

Поскольку полученное уравнение является уравнением в свертках, будем искать его решение, используя преобразование Лапласа-Стилтьеса [4]:

$$\tilde{P}_{k,j}(s) = \tilde{f}_{k,j}(s) + \tilde{P}_{k,j}(s) \tilde{F}_{\tau_{k,j}}(s),$$

где $\tilde{F}_{\xi}(s) = \int_0^\infty e^{-st} d\tilde{F}_{\xi}(t) = M e^{-s\xi}$. Тогда решение запишется в виде

$$\tilde{P}_{k,j}(s) = \tilde{f}_{k,j}(s) / (1 - \tilde{F}_{\tau_{k,j}}(s)).$$

Найти обратное преобразование в общем виде не представляется возможным, поэтому найдем асимптотическое соотношение для $P_i(t)$, применив тауберову теорему $\lim_{t \rightarrow \infty} P_{k,j}(t) = \lim_{s \rightarrow 0} \tilde{P}_{k,j}(s)$. Тогда получим

$$\lim_{t \rightarrow \infty} P_{k,j}(t) = \frac{M \xi_{k,j}}{M \xi_{k,j} + M \eta_{k,j}} = K_{r k,j}^{CB}.$$

Таким образом, вероятность того, что k -ый элемент j -го канала защиты системы безопасности находится в исправном состоянии при $t \rightarrow \infty$, представляет собой стационарный коэффициент готовности этого элемента.

2. Элемент контролируется периодически. Процесс функционирования периодически контролируемого k -го элемента j -го КЗ СБ имеет циклы регенерации длительностью $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) = (\lceil \xi_{k,j} / (\tau_{k,j} + \theta_{k,j}) \rceil + 1)(\tau_{k,j} + \theta_{k,j}) + \eta_{k,j}$. Отметим, что возможны два варианта: $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) > t$ и $\tau_{k,j}(\xi_{k,j}, \eta_{k,j}) \leq t$. Следовательно,

$$P_{k,j}(t) = \iint_{\tau_{k,j}(x,y) \leq t} P(t \in Q_{k,j}^+ | \xi_{k,j} = x, \eta_{k,j} = y) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) + \\ + \iint_{\tau_{k,j}(x,y) > t} P(t \in Q_{k,j}^+ | \xi_{k,j} = x, \eta_{k,j} = y) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = I_1 + I_2.$$

Преобразуем I_2 . Условие $\tau_{k,j}(x, y) > t$ означает, что момент регенерации k -го элемента j -го КЗ СБ наступил после момента времени t . Тогда

$$I_2 = \iint_{\tau_{k,j}(x,y) > t} \left(\sum_{m=0}^{\lfloor x/(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \rfloor - 1} J_{t \in [m(T_{k,j} + \theta_{k,j}), m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + T_i^j]} + J_{t \in [\lfloor x/(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \rfloor (T_{k,j} + \theta_{k,j}), x]} \right) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = \\ = \sum_{l=0}^{\infty} \left(\sum_{m=0}^l J_{m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \leq t} - \sum_{m=0}^{l-1} J_{m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + T_{k,j} \leq t} \right) \left(F_{\xi_{k,j}}((l+1)(T_{k,j} + \theta_{k,j})) - F_{\xi_{k,j}}(l(T_{k,j} + \theta_{k,j})) \right) - F_{\xi_{k,j}}(t).$$

Опустим некоторые громоздкие преобразования по раскрытию суммы и приведем сразу конечный результат:

$$I_2 = \bar{F}_{\xi_{k,j}}(t) - \sum_{m=1}^{\infty} \bar{F}_{\xi_{k,j}}(m(T_{k,j} + \theta_{k,j})) \left(J_{(m-1)(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + T_{k,j} \leq t} - J_{m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \leq t} \right).$$

Заметим, что $\sum_{m=1}^{\infty} \bar{F}_{\xi_{k,j}}(m(T_{k,j} + \theta_{k,j})) \left(J_{(m-1)(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + T_{k,j} \leq t} - J_{m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \leq t} \right)$ – это $\bar{F}_{\xi_{k,j}}(t)$ для некоторой случайной величины $\zeta_{k,j}$, следовательно, $I_2 = \bar{F}_{\xi_{k,j}}(t) - \bar{F}_{\zeta_{k,j}}(t)$.

Осталось рассмотреть I_1 . Учтем, что момент времени $\tau_{k,j}(\zeta_{k,j}, \eta_{k,j})$ – это момент регенерации, следовательно,

$$I_1 = \iint_{\tau_{k,j}(x,y) \leq t} P_{k,j}(t - \tau_{k,j}(x, y)) dF_{\xi_{k,j}}(x) dF_{\eta_{k,j}}(y) = \int_0^t P_{k,j}(t - z) dF_{\tau_{k,j}}(z).$$

Сложим теперь I_1 и I_2 и получим интегральное уравнение для $P_{k,j}(t)$:

$$P_{k,j}(t) = f_{k,j}(t) + \int_0^t P_{k,j}(t - y) dF_{\tau_{k,j}}(y),$$

где $f_{k,j}(t) = \bar{F}_{\xi_{k,j}}(t) - \bar{F}_{\zeta_{k,j}}(t)$ & $F_{\tau_{k,j}}(y) = P\left(\left[\zeta_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + 1\right](T_{k,j} + \theta_{k,j}) + \eta_{k,j} \leq y\right)$.

Как и ранее будем искать решение уравнения, используя преобразование Лапласа-Стилтьеса:

$$\tilde{P}_{k,j}(s) = \tilde{f}_{k,j}(s) + \tilde{P}_{k,j}(s) \tilde{F}_{\tau_{k,j}}(s),$$

где $\tilde{F}_{\xi}(s) = \int_0^\infty e^{-st} d\tilde{F}_{\xi}(t) = M e^{-s\xi}$. Тогда решение имеет вид

$$\tilde{P}_{k,j}(s) = \tilde{f}_{k,j}(s) / (1 - \tilde{F}_{\tau_{k,j}}(s)).$$

Найдем асимптотическое соотношение для $P_{k,j}(t)$, применяя тауберову теорему $\lim_{t \rightarrow \infty} P_{k,j}(t) = \lim_{s \rightarrow 0} \tilde{P}_{k,j}(s)$. Тогда

$$\lim_{s \rightarrow 0} \tilde{P}_{k,j}(s) = \lim_{s \rightarrow 0} \frac{\tilde{f}_{k,j}(s)}{1 - \tilde{F}_{\tau_{k,j}}(s)} = \lim_{s \rightarrow 0} \frac{M e^{-s\xi_{k,j}} - M e^{-s\zeta_{k,j}}}{1 - M e^{-s\tau_{k,j}}} = \frac{M \zeta_{k,j} - M \xi_{k,j}}{M \tau_{k,j}}.$$

Найдем теперь выражение для $M \zeta_{k,j}$. Поскольку $M \zeta_{k,j} = \int_0^\infty \bar{F}_{\zeta_{k,j}}(t) dt$, то

$$M \zeta_{k,j} = \int_0^\infty \sum_{m=1}^{\infty} \bar{F}_{\xi_{k,j}}(m(T_{k,j} + \theta_{k,j})) \left(J_{(m-1)(T_{k,j} + \theta_{k,j}) + T_{k,j} \leq t} - J_{m(T_{k,j} + \theta_{k,j}) \leq t} \right) dt = M \theta_{k,j} \left[\zeta_{k,j} / (T_{k,j} + \theta_{k,j}) \right],$$

тогда

$$\lim_{t \rightarrow \infty} P_{k,j}(t) = \frac{M\xi_{k,j} - \theta_{k,j} M[\xi_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j})]}{M\eta_{k,j} + (T_{k,j} + \theta_{k,j}) + (T_{k,j} + \theta_{k,j})M[\xi_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j})]} = K_{r k,j}^{\text{СБ}}.$$

Следовательно, вероятность того, что k -ый элемент j -го КЗ СБ исправен при $t \rightarrow \infty$ представляет собой стационарный коэффициент готовности этого элемента. Последующая оптимизация полученного соотношения приводит к хорошо известному соотношению для оптимального периода профилактики

$$T_{opt k,j} \approx \sqrt{2\theta_{k,j}(M\xi_{k,j} + M\eta_{k,j})}.$$

Таким образом, асимптотическое соотношение для вероятности аварии из-за неисправления j -го КЗ СБ запишется в виде

$$q_j = 1 - h_j(P_{1,j}, P_{2,j}, \dots, P_{M_j,j}) = 1 - h_j(K_{r1,j}^{\text{СБ}}, K_{r2,j}^{\text{СБ}}, \dots, K_{rM_j,j}^{\text{СБ}}).$$

Получить точное выражение для вероятности аварии в общем виде не представляется возможным, но можно записать экспоненциальную оценку для функции распределения времени до первой аварии. Для этого применим следующую теорему [5]:

$$\lim_{r\tau_{03}/M\tau_{03} \xrightarrow{x \rightarrow 0}} P\{r\omega/M\tau_{03} > x\} = e^{-x},$$

где r – вероятность аварии на периоде регенерации; τ_{03} – длительность периода регенерации при условии, что на этом периоде аварии не произошло; ω – момент первой аварии. Здесь $\xi \xrightarrow{x \rightarrow 0}$ означает сходимость ξ к нулю по Хинчину. Кроме того, известно, что если $M\tau_{03}^2 r / (M\tau_{03})^2 \rightarrow 0$, то $r\tau_{03}/M\tau_{03} \xrightarrow{x \rightarrow 0}$. Тогда $F_\omega(t) \approx 1 - e^{-\frac{rt}{M\tau}}$ при условии $M\tau_{03}^2 r / (M\tau_{03})^2 \rightarrow 0$, т.е. при $r \ll 1$.

ПРИМЕР ПРИМЕНЕНИЯ ПРЕДЛОЖЕННОЙ МОДЕЛИ

Далее мы рассмотрим пример применения предложенной модели для анализа надежности подсистемы СУЗ. Пусть имеется канал защиты по превышению нейтронной мощности, структура которого приведена на рис. 1.

Примем следующие значения интенсивностей отказов элементов (табл. 1).

Запишем теперь формулы для оценки показателей надежности с учетом того, что наработки распределены экспоненциально. Имеем

$$M\omega = 1 \left/ r \sum_{j=1}^N \lambda_{\chi_j} \right., \quad r = \sum_{j=1}^N q_j \lambda_{\chi_j} \left/ \sum_{j=1}^N \lambda_{\chi_j} \right., \quad F_\omega(t) \approx 1 - e^{-rt \sum_{j=1}^N \lambda_{\chi_j}}.$$

При непрерывном контроле

$$K_{r k,j}^{\text{СБ}} = \frac{1/\lambda_{\xi_{k,j}}}{1/\lambda_{\xi_{k,j}} + M\eta_{k,j}}.$$

При периодическом контроле

$$K_{r k,j}^{\text{СБ}} = \frac{1/\lambda_{\xi_{k,j}} - \theta_{k,j} M[\xi_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j})]}{M\eta_{k,j} + (T_{k,j} + \theta_{k,j}) + (T_{k,j} + \theta_{k,j})M[\xi_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j})]}, \quad M[\xi_{k,j}/(T_{k,j} + \theta_{k,j})] = \frac{e^{-\lambda_{\xi_{k,j}}(T_{k,j} + \theta_{k,j})}}{1 - e^{-\lambda_{\xi_{k,j}}(T_{k,j} + \theta_{k,j})}},$$

$$T_{opt k,j} = \sqrt{2\theta_{k,j}(1/\lambda_{\xi_{k,j}} + M\eta_{k,j})}.$$

Нетрудно получить, что вероятность безотказной работы для канала защиты по превышению нейтронной мощности записывается так:

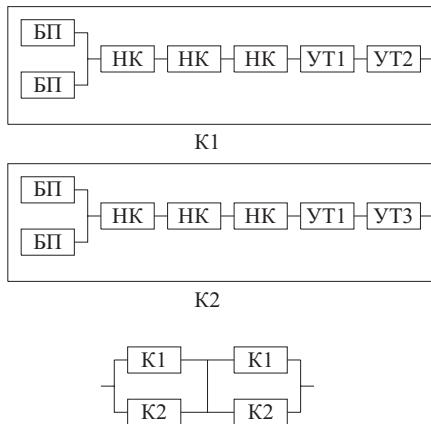


Рис. 1. Структура канала защиты

Таблица 1

Интенсивности отказов элементов

Элемент	Точечная оценка интенсивности отказов, ч ⁻¹
Усилитель тока (УТ1)	$9,5 \times 10^{-7}$
Усилитель тока (УТ2)	$1,3 \times 10^{-5}$
Блок питания (БП)	$2,4 \times 10^{-6}$
Усилитель тока (УТ3)	$7,1 \times 10^{-6}$
Нейтронная камера (НК)	$9,6 \times 10^{-6}$

$$P_{\text{ПМ}} = (P_2 + P_1 - P_2 P_1)^2,$$

где $P_1 = (2P_{\text{БП}} - P_{\text{БП}}^2)P_{\text{НК}}P_{\text{НК}}P_{\text{НК}}P_{\text{УТ1}}P_{\text{УТ3}}$, $P_2 = (2P_{\text{БП}} - P_{\text{БП}}^2)P_{\text{НК}}P_{\text{НК}}P_{\text{НК}}P_{\text{УТ1}}P_{\text{УТ2}}$.

Состояние блоков питания контролируется непрерывно, а состояние нейтронных камер и усилителей тока – периодически. Длительность периодического контроля одна минута, длительность восстановления – 20 минут. В качестве периода контроля выбирается оптимальное значение периода. Тогда $T_{opt\text{НК}}=59$ ч, $T_{opt\text{УТ1}}=1874$ ч, $T_{opt\text{УТ2}}=51$ ч, $T_{opt\text{УТ3}}=69$ ч. Вычислим теперь коэффициенты готовности: $K_{\text{гБП}}=0,9999992$, $K_{\text{гНК}}=0,999431$, $K_{\text{гУТ1}}=0,999822$, $K_{\text{гУТ2}}=0,999338$, $K_{\text{гУТ3}}=0,999511$. Тогда для этого канала получаем коэффициент неготовности $q_{\text{ПМ}}=1,2 \times 10^{-5}$.

Интенсивность поступления требований на срабатывание канала принимаем равной $1,4 \times 10^{-5}$ ч⁻¹. Для одного канала защиты вероятность r того, что на цикле регенерации процесса функционирования комплекса произошла авария, равна $1,2 \times 10^{-5}$.

Теперь нам осталось оценить среднюю наработку до первой аварии комплекса и вероятность аварии за один год (8760 часов):

$$M\omega=6 \times 10^9 \text{ ч}, F_\omega(8760 \text{ ч})=1,5 \times 10^{-6}.$$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенная математическая модель надежности комплекса, включающая в себя объект защиты и систему безопасности, может использоваться для оценки надежности СУЗ АЭС. При этом удается учесть тот факт, что для некоторых узлов возможно осуществлять только периодический контроль исправности. Приводится также оценка оптимального периода контроля.

Авторы выражают благодарность сотрудникам кафедры АСУ Обнинского государственного технического университета к.ф.-м.н., доц. В.А. Чепурко и к.т.н., доц. А.В. Пляскину за оказанные консультации и практическую помощь при подготовке данной статьи.

Литература

- Перегуда А.И., Тимашов Д.А. Моделирование процесса функционирования АТК «03-СБ» с периодически контролируемой системой безопасности//Надежность. – 2007. – №2. – С. 38-48.
- Перегуда А.И., Тимашов Д.А. Моделирование процесса функционирования АТК «03-СБ» с учетом аварий вызванных обесточиванием//Надежность. – 2008. – №1. – С. 48-63.

3. Кокс Д.Р., Смит В.Л. Теория восстановления / Пер. с англ. – М.: Советское радио, 1967. – 299 с.
4. Беллман Р., Кука К.Л. Дифференциально-разностные уравнения / Пер. с англ. – М.: Мир, 1967. – 548 с.
5. Барзилович Е.Ю., Беляев Ю.К., Кастанов В.А. и др. Вопросы математической теории надежности / Под ред. Б.В. Гнеденко. – М.: Радио и связь, 1983. – 376 с.

Поступила в редакцию 13.04.2009

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АНАЛИЗА РИСКА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИНТЕГРАЛЬНЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАДИАЦИОННОГО СОСТОЯНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС

И.И. Крышев*, Е.К. Хандогина, А.Ю. Пахомов**, А.И. Крышев*,
К.Д. Санина***

*ГУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск

**Институт проблем безопасного развития атомной энергетики, г. Москва



Представлена методология и примеры определения интегральных показателей радиационного состояния атмосферы, водных объектов и почвы в зонах наблюдений АЭС на основе анализа риска.

ВВЕДЕНИЕ

В основу методологии анализа риска, обусловленного радиоактивным загрязнением окружающей среды, положены следующие ключевые моменты [1]:

- методология анализа риска является современным средством интегральной оценки качества окружающей среды;
- анализ риска проводится с учетом всех основных путей радиационного воздействия на человека и референтные объекты биоты;
- в качестве входных данных используются данные мониторинга Росгидромета и других организаций за содержанием радионуклидов в атмосфере, природных водах, донных отложениях, почве и биоте;
- недостающие входные данные оцениваются при помощи радиоэкологических моделей;
- методология анализа риска имеет важное практическое значение для обоснования принятия решений в области радиационно-экологической безопасности.

Предметом статьи является использование методологии анализа риска для определения интегрального радиационного воздействия на компоненты природной среды на основе обобщенных данных радиационного мониторинга в зонах наблюдений АЭС [2–5].

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ АЭС НА РАДИОАКТИВНОСТЬ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА

Радиоактивность атмосферного воздуха в районах расположения АЭС формируется радионуклидами естественного происхождения, радиоактивными продуктами ядерных взрывов и радиационных аварий, газоаэрозольными выбросами АЭС.

© И.И. Крышев, Е.К. Хандогина, А.Ю. Пахомов, А.И. Крышев, К.Д. Санина, 2009

Согласно данным многолетних наблюдений [2–5], концентрации техногенных радионуклидов в атмосфере районов АЭС, как правило, в 10^6 – 10^9 раз ниже допустимой объемной активности ДОА_{нac}, регламентированной действующими нормами радиационной безопасности [6] (табл.1).

Таблица 1

Обобщенные данные многолетних наблюдений за объемной активностью радионуклидов в приземной атмосфере в зоне наблюдений АЭС, 10^{-6} Бк/м³

АЭС	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	⁵¹ Cr	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	¹³¹ I
Белоярская	$0,7 \pm 0,3$	8 ± 5	–	–	–	–
Билибинская	$4,1 \pm 1,5$	9 ± 5	–	9 ± 4	40 ± 20	–
Курская	$5,2 \pm 3,0$	10 ± 3	41 ± 30	3 ± 2	4 ± 3	5 ± 4
Ленинградская	$2,2 \pm 1,1$	7 ± 2	6 ± 3	2 ± 1	3 ± 1	5 ± 3
Нововоронежская	$3,1 \pm 1,0$	5 ± 2	–	–	2 ± 1	–
Смоленская	$0,6 \pm 0,3$	3 ± 1	20 ± 10	7 ± 4	8 ± 5	–
ДОА _{нac}	$2,7 \times 10^6$	$2,7 \times 10^7$	$2,5 \times 10^9$	$7,2 \times 10^7$	$1,1 \times 10^7$	$7,3 \times 10^6$

В качестве интегрального показателя радиационного состояния атмосферы $I_{\text{атм}}(R)$ предлагается использовать сумму отношений наблюдаемых по данным радиационного мониторинга или расчетных среднегодовых объемных активностей выбрасываемых в атмосферу радионуклидов A_i к допустимым объемным активностям (контрольным уровням) RA_i при заданном уровне радиационного риска R : $I_{\text{атм}}(R) = \sum A_i / RA_i$.

Такого рода показатели широко применяются в практике оценки качества атмосферного воздуха [7]. В нашей работе в отличие от [7] нормирование содержания загрязняющих веществ производится не на ПДК, а на контрольные уровни, соответствующие заданному значению дозы обучения населения и радиационного риска.

Значения RA_i определяются в соответствии с нормами радиационной безопасности [6]. При совместном присутствии в атмосферном воздухе нескольких радионуклидов должно выполняться условие $I_{\text{атм}}(R) < 1$ (при заданном уровне радиационного риска R). При выполнении указанного условия при пренебрежимо малом уровне риска R (ниже 10^{-6}) не требуется никаких специальных мер по снижению выбросов ЯР00 и радиоактивности атмосферного воздуха. При невыполнении этого условия осуществляется управление риском с учетом принципа оптимизации [6].

В таблице 2 представлены значения интегральных показателей $I_{\text{атм}}(R)$ воздействия на радиоактивность воздуха для АЭС, рассчитанные на основе данных радиационного мониторинга (табл. 1) [2–5] для уровня индивидуального пожизненного риска 10^{-6} при техногенном облучении в течение года. Этот показатель значительно ниже единицы (в 10^3 – 10^4 раз) даже при его расчете относительно контрольных уровней объемной активности радионуклидов для пренебрежимо малого уровня риска, при котором не требуется никаких специальных мер по снижению выбросов АЭС и радиоактивности атмосферного воздуха. Вклад ⁹⁰Sr в интегральный показатель воздействия АЭС на радиоактивность воздуха изменяется для различных АЭС в пределах 19–56%, ¹³⁷Cs – от 6 до 54%, ⁶⁰Co от 11 до 65%, а для ¹³¹I может составлять от 20 до 32%.

Таблица 2

**Значения интегральных показателей $I_{\text{атм}}$ (R)
воздействия АЭС на радиоактивность воздуха в зоне
наблюдений по обобщенным данным радиационного
мониторинга**

АЭС	Вклады радионуклидов в $I_{\text{атм}}$ (в %)						Риск $I_{\text{атм}}$ 10^{-6}
	^{90}Sr	^{137}Cs	^{51}Cr	^{54}Mn	^{60}Co	^{131}I	
Белоярская	46	54					$5,5 \times 10^{-5}$
Билибинская	27	6		2	65		$5,6 \times 10^{-4}$
Курская	56	11	< 1	1	11	20	$3,4 \times 10^{-4}$
Ленинградская	38	12	< 1	4	13	32	$2,1 \times 10^{-4}$
Нововоронежская	76	12			12		$1,5 \times 10^{-4}$
Смоленская	19	10	1	10	60		$1,2 \times 10^{-4}$

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА РАДИОАКТИВНОСТЬ ВОДНЫХ ОБЪЕКТОВ

Влияние АЭС на радиоактивность поверхностных вод прослеживается, в основном, в сбросных каналах и прилегающей к ним акватории водоема-охладителя [2–5]. Согласно данным многолетнего мониторинга, влияние Ленинградской АЭС на радиоактивность морской воды отмечается на расстоянии до 3 км [2]. По многолетним данным только в редких случаях (менее 2–4%) удается определить следовые количества радионуклидов станционного происхождения (^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{60}Co) в зоне, непосредственно примыкающей к АЭС. Исключение составляют ^{90}Sr и ^{137}Cs , постоянное присутствие которых обусловлено не только сбросами АЭС, но и глобальными процессами формирования радиоактивности природной среды. Современные уровни удельной активности техногенных радионуклидов в поверхностных водах в районах АЭС в 10^2 – 10^3 раз ниже уровней вмешательства по НРБ-99 [6], установленных из условия непревышения дозовой квоты в 10% от годового предела дозы.

В качестве интегрального показателя радиационного состояния водного объекта $I_{\text{вод}}(R)$ может быть использована сумма отношений наблюдаемых или расчетных среднегодовых удельных активностей радионуклидов A_i в воде к уровням вмешательства или допустимым удельным активностям (контрольным уровням) RAW_i при заданном уровне радиационного риска $R(10)$ $I_{\text{вод}}(R) = \sum A_i / RAW_i$.

Значения RAW_i определяются в соответствии с нормами радиационной безопасности [6]. При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов должно выполняться условие $I_{\text{вод}}(R) < 1$. В таблице 3 представлены значения интегральных показателей $I_{\text{вод}}(R)$ для АЭС, рассчитанные на основе данных радиационного мониторинга [2–5] для уровня индивидуального пожизненного риска 10^{-6} при техногенном облучении в течение года. Согласно представленным оценкам, показатель $I_{\text{вод}}$ заметно ниже единицы (в 20–100 раз) даже при его расчете относительно контрольных уровней объемной активности радионуклидов для пренебрежимо малого уровня риска, при котором не требуется никаких специальных мер по снижению сбросов АЭС и радиоактивности поверхностных вод. Основной вклад в величину данного показателя вносят ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{60}Co .

Таблица 3

**Значения интегрального показателя
 $I_{\text{вод}}(R)$ радиационного состояния водоемов-охладителей АЭС, рассчитанные по обобщенным
данным радиационного мониторинга**

АЭС	Наиболее значимые радионуклиды	Риск $I_{\text{вод}} \cdot 10^{-6}$
Балаковская	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	$3,4 \times 10^{-2}$
Белоярская	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	$4,1 \times 10^{-2}$
Билибинская	$^{90}\text{Sr}, ^{60}\text{Co}$	$1,8 \times 10^{-2}$
Калининская	$^{90}\text{Sr}, ^3\text{H}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Кольская	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	$1,1 \times 10^{-2}$
Курская	^{137}Cs	$5,2 \times 10^{-2}$
Новоронежская	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	$4,1 \times 10^{-2}$
Смоленская	^{137}Cs	10^{-2}

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ АЭС НА РАДИОАКТИВНОСТЬ ПОЧВЫ

Радиоактивность почвы определяется, в основном, содержанием в ней таких радионуклидов естественного происхождения, как ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U . В почве присутствуют также радионуклиды, попавшие в нее в результате атмосферных выпадений продуктов испытаний ядерного оружия (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{239}Pu и др.). Влияние АЭС в штатных условиях эксплуатации на радиоактивное загрязнение почвы весьма мало по сравнению с естественным уровнем радиоактивности [2–5]. До Чернобыльской аварии содержание в почве ^{137}Cs в районах АЭС практически не отличалось от уровней загрязнения за счет глобальных выпадений. В период после Чернобыльской аварии наблюдалось увеличение содержания ^{137}Cs в почве ряда регионов России, включая районы расположения АЭС.

В соответствии с НРБ-99 [6] при обнаружении радиоактивного загрязнения ограничение облучения осуществляется защитными мероприятиями, применимыми, как правило, к окружающей среде и (или) к человеку на основе принципа оптимизации. Значения критериев вмешательства для территорий, загрязненных в результате радиационных аварий, и при обнаружении локальных радиоактивных загрязнений («последствий прежней деятельности») различаются. При обнаружении локальных радиоактивных загрязнений рекомендуется использовать уровень вмешательства более 0,3 мЗв/год, при превышении которого требуется проведение защитных мероприятий с целью ограничения облучения населения с учетом местонахождения и площади загрязненных участков; возможного проведения на участке загрязнения работ и действий, которые могут привести к увеличению уровней радиационного воздействия на население; мощности дозы гаммаизлучения, обусловленной радиоактивным загрязнением, и др.

В работе [8] предложена методология определения скрининговых уровней содержания радионуклидов в почве для различных способов землепользования. Под скринингом понимается процесс идентификации территорий, для которых факторы радиационного воздействия не приводят к превышению приемлемого уровня риска. В местах, где концентрации радионуклидов в почве гарантированно ниже допустимых уровней, не требуется проведения действий по защите населения и окружающей среды. Там, где концентрации радионуклидов в почве равны или превышают скрининговые уровни, требуется проведение дополнительных

исследований по уточнению риска, связанного с существующими загрязнителями, с учетом специфической региональной информации и данных мониторинга. После углубленного изучения ситуации принимается решение о необходимости защитных мер или реабилитации загрязненных территорий.

Скрининговые концентрации радионуклидов в почве рассчитываются на основе моделей, в которых объединяется информация о риске и путях радиационного воздействия на людей. Обобщенные скрининговые уровни содержания радионуклидов в почве, как правило, основаны на использовании ряда консервативных предположений и значений модельных параметров по умолчанию, с большим запасом обеспечивающих безопасность населения на рассматриваемых территориях. В международной практике в качестве критерия для определения скрининговых концентраций радионуклидов в почве используется уровень риска 10^{-6} для радиационного воздействия на человека [8].

Оценка контрольных допустимых уровней (ДУ) радионуклидов в почве проводится с учетом [9, 10] значений потенциального облучения; целей использования территории, подвергшихся радиоактивному загрязнению; путей облучения; рисков, связанных с воздействием излучения.

Расчет ДУ для i -го радионуклида, присутствующего в почве, выполняется в соответствии с [6, 11] с учетом соотношения

$$ДУ_i = КЗ_i \cdot C_{s,i},$$

где $ДУ_i$ – допустимый уровень содержания i -го радионуклида в почве, $\text{Бк}/\text{м}^2$; $C_{s,i}$ – плотность загрязнения почвы i -м радионуклидом, $1 \text{ Бк}/\text{м}^2$; $КЗ_i$ – коэффициент запаса для i -го радионуклида, определяемый по формуле

$$КЗ_i = \text{ДДН} / \text{РДН}_i,$$

где РДН_i – полная доза на человека от i -го радионуклида с учетом всех основных путей облучения (внешняя доза, ингаляция, потребление местных продуктов питания), рассчитанная на единичное загрязнение почвы $1 \text{ Бк}/\text{м}^2$; ДДН – дозовая квота дополнительного облучения населения с учетом сельскохозяйственных цепочек.

Расчет дозы на население от проживания на загрязненной территории производится по формуле

$$\text{РДН}_i = H_{ing,i} + H_{inh,i} + H_{ext,i},$$

где $H_{ing,i}$ – годовая доза внутреннего облучения от поступления радионуклида с пищевыми продуктами и водой (вклад i -го радионуклида, содержащегося в загрязненной почве); $H_{inh,i}$ – годовая доза внутреннего облучения за счет ингаляции от пыли (вклад i -го радионуклида, содержащегося в почве); $H_{ext,i}$ – годовая доза внешнего облучения, включающая в себя облучение от загрязненной радионуклидом поверхности земли (вклад i -го радионуклида, содержащегося в почве).

Расчеты содержания радионуклидов в компонентах природной среды, в местной продукции, а также компонентов дозы внутреннего и внешнего облучения населения производятся в соответствии с [6, 11]. Допустимые уровни содержания радионуклидов в почве рассчитываются для различных сценариев использования загрязненной территории. Значения коэффициентов переноса радионуклидов из почвы в воду определяются по данным специальных экспериментов или берутся из опубликованных справочных данных [8, 11, 12].

В таблице 4 представлены расчетные значения величин контрольных уровней радионуклидов в почве при реализации сценария, предполагающего постоянное проживание человека на территории и неограниченное сельскохозяйственное использование земли.

Таблица 4

Контрольные уровни содержания радионуклидов в почве при различных критериях предела дозы на население (сценарий неограниченного использования территории)

Нуклид	Допустимый уровень содержания радионуклида в почве, $\text{Бк}/\text{м}^2$		
	0,01 мЗв/год	0,3 мЗв/год	1 мЗв/год
^{60}Co	$6,4 \times 10^2$	$1,94 \times 10^4$	$6,46 \times 10^4$
^{90}Sr	$2,15 \times 10^2$	$6,45 \times 10^3$	$2,15 \times 10^4$
^{134}Cs	$8,35 \times 10^2$	$2,51 \times 10^4$	$8,35 \times 10^4$
^{137}Cs	$1,15 \times 10^3$	$3,45 \times 10^4$	$1,15 \times 10^5$

В качестве интегрального показателя воздействия на радиоактивность почв $I_{\text{почв}}(R)$ может быть использована сумма отношений наблюдаемых или расчетных за 50 лет работы радиационного объекта плотностей загрязнения почвы A_{Si} , i -м радионуклидом к допустимым уровням загрязнения почвы RA_{Si} при заданном уровне радиационного риска R : $I_{\text{почв}}(R) = \sum A_{Si} / RA_{Si}$.

Допустимые уровни загрязнения почвы RA_{Si} при заданном уровне радиационного риска R рассчитываются на основе радиоэкологических моделей [8–12].

При одновременном присутствии в поверхностном слое почвы нескольких радионуклидов должно выполняться условие (при заданном уровне радиационного риска R) $I_{\text{почв}}(R) < 1$.

При оценках вкладов в интегральный показатель воздействия радиационного объекта на радиоактивность почв таких радионуклидов, как ^{90}Sr и ^{137}Cs , необходимо делать поправку на глобальный уровень загрязнения данными радионуклидами, вычитая это значение из измеренных плотностей загрязнения почвы ^{90}Sr и ^{137}Cs в районах расположения радиационных объектов.

В таблице 5 представлены значения интегральных показателей $I_{\text{почв}}(R)$ для Смоленской и Нововоронежской АЭС, рассчитанные на основе данных радиационного мониторинга [3–5] для уровней индивидуального пожизненного риска 10^{-4} , $2 \cdot 10^{-5}$ (уровень риска, соответствующий отводимой для наземных цепочек дозовой квоте 0,3 мЗв/год), 10^{-6} для техногенного облучения в течение года.

Анализ значений интегральных показателей воздействия АЭС на радиоактивность почв показывает, что этот показатель превышает единицу при его расчете относительно контрольных уровней плотности загрязнения территории для пре-небрежимо малого уровня риска (10^{-6}). При этом интегральный показатель воз-

Таблица 5

Значения интегральных показателей $I_{\text{почв}}(R)$ воздействия АЭС на радиоактивность почвы в зоне наблюдений по обобщенным данным радиационного мониторинга

АЭС	Вклады радионуклидов в $I_{\text{почв}}$ (в %)				Риск $I_{\text{почв}}10^{-6}$	Риск $I_{\text{почв}}2 \cdot 10^{-5}$	Риск $I_{\text{почв}}10^{-4}$
	^{60}Co	^{90}Sr	^{134}Cs	^{137}Cs			
Смоленская	3,5	10,7	1,8	84,0	$4,4 \times 10^0$	$1,5 \times 10^{-1}$	$4,4 \times 10^{-2}$
Нововоронежская	–	21,0	–	79,0	$3,6 \times 10^0$	$1,2 \times 10^{-1}$	$3,6 \times 10^{-2}$

действия на радиоактивность почв $I_{\text{почв}}$ Смоленской АЭС в 23 раза ниже единицы для уровня риска, соответствующего дозе 1 мЗв/год, и в семь раз ниже единицы для уровня риска, соответствующего отводимой для наземных цепочек дозовой квоте 0,3 мЗв/год. Основной вклад в интегральный показатель воздействия АЭС на радиоактивность почв дает ^{137}Cs (около 80%).

Необходимо отметить, что интегральный показатель воздействия АЭС на радиоактивность почв $I_{\text{почв}}$ значительно превышает соответствующие показатели для воздуха $I_{\text{возд}}$ (табл. 2) и для воды $I_{\text{вод}}$ (табл. 3).

Таким образом, можно сделать вывод, что загрязнение почвы, аккумулирующей техногенные радионуклиды, является критическим путем при оценке воздействия АЭС на окружающую среду.

Литература

1. Крышев И.И. Некоторые вопросы методологии анализа риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды. – Проблемы радиоэкологии и пограничных дисциплин. Выпуск 12. Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2009. – С. 128-150.
2. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. – М.: Издат, 2000.
3. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2005 году. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2006.
4. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2006 году. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2007.
5. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2007 году. – Обнинск: ГУ «ВНИИГМИ-МЦД», 2008.
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999.
7. РД 52.04.186-89. Руководство по контролю загрязнения атмосферы.
8. Soil Screening Guidance for Radionuclides: Technical Background Document. US EPA. Publication 9355.4-16, October 2000.
9. Крышев А.И., Бадальян К.Д., Сазыкина Т.Г., Крышев И.И. Оценка допустимого содержания радионуклидов в почве по уровням радиационного риска для населения с учетом целей землепользования. Проблемы радиоэкологии и пограничных дисциплин. Выпуск 8. – Екатеринбург, 2006. – С.174-195.
10. Kryshev A.I., Kryshev I.I., Badalian K.D., Sazykina T.G. Assessment of permissible levels of radionuclides in soil for different types of land-use. Applied Radiation and Isotopes, 66, 2008. – P.1572-1574.
11. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу ДВ-98. – М.: Госкомэкология России, Минатом России. 1999.
12. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety Report Series, N 19. IAEA, Vienna, 2001.

Поступила в редакцию 15.05.2009

ОСОБЕННОСТИ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ КИНЕТИКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ПРИ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ ЗАВИСИМОСТИ ДОЛИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ

Ю.Н. Волков, В.И. Наумов

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



Приводятся результаты качественного анализа пространственно-временной кинетики реактора при наличии пространственной зависимости доли запаздывающих нейтронов и распределенной системе управления. Анализ базируется на одномерной модели реактора в одногрупповом диффузационном приближении с одной эффективной группой запаздывающих нейтронов. Обсуждается возможность и условия использования усредненной доли запаздывающих нейтронов для анализа кинетики реактора

ВВЕДЕНИЕ

Технические и физические решения, связанные с формированием топливных загрузок современных и перспективных ядерных энергетических реакторов, неизбежно приводят к необходимости сочетания в активной зоне тепловыделяющих сборок (ТВС), существенно различающихся по глубине выгорания и связанному с ней составу и нейтронно-физическими свойствам топлива. Отличия увеличиваются при планируемом в перспективе увеличении выгорания топлива и, особенно, при использовании в качестве ядерного топлива реакторного и оружейного плутония. Эти отличия могут быть причиной большой неравномерности энерговыделения в активной зоне. Одним из способов борьбы с неравномерностью энерговыделения является группирование ТВС с близкими нейтронно-физическими свойствами и размещение их в областях активной зоны с плотностью потока нейтронов и уровнем энерговыделения, соответствующими теплофизическими ограничениям.

Классическим примером профилирования энерговыделения являются современные легководные реакторы, в которых свежее топливо помещается на периферию активной зоны, а по мере выгорания перемещается в центральную область с более высокой плотностью потока нейтронов. В результате физического профилирования и неравномерного выгорания ядерного топлива в активной зоне реактора образуется структура с пространственно зависимыми нейтронно-физическими свойствами: макросечениями захвата и деления, величинами обратных связей, долей запаздывающих нейтронов. При нестационарных процессах, связанных

ных с управлением или с локальными возмущениями в активной зоне, изменяется не только мощность реактора, но и пространственное распределение энерговыделения. В связи с этим возникает вопрос: в какой мере и при каких условиях к системам с распределенными свойствами применимы представления и модели точечной кинетики, базирующиеся на понятиях реактивности и эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Пространственной кинетике реакторов посвящен ряд работ, инициированных, главным образом, проблемой интерпретации результатов экспериментов по определению реактивности [1–4]. Существуют также попытки общего анализа закономерностей переходных процессов в слабосвязанных системах. В частности, в работе [2] на основе фурье-анализа показано, что время переходного процесса, от исходного возмущения до формирования асимптотического пространственного распределения плотности нейтронов, при котором возможно разделение пространственных и временных переменных и переход к точечной модели кинетики, определяется временем формирования асимптотического распределения плотности эмиттеров запаздывающих нейтронов, которое в больших слабосвязанных реакторах может составлять десятки и сотни секунд. Методика анализа в указанных работах основывалась на предположении о пространственно независимой доле запаздывающих нейтронов. Наличие пространственной зависимости доли запаздывающих нейтронов приводит к существенному усложнению переходного процесса. Главная особенность состоит в том, что в этом случае в ходе изменения пространственного распределения плотности нейтронов изменяется и средняя доля запаздывающих нейтронов.

Проблеме реакторов с пространственно зависимой долей запаздывающих нейтронов посвящен один из разделов фундаментальной работы [4]. В частности, автор отмечает, что наличие пространственной зависимости доли запаздывающих нейтронов и, вследствие этого, зависимость средней доли запаздывающих нейтронов от времени лишают смысла использование реактиметра для определения абсолютной реактивности. С другой стороны, в энергетических реакторах сама пространственно зависимая доля запаздывающих нейтронов может оказывать влияние на эволюцию пространственного распределения плотности нейтронов и на распределение энерговыделения в активной зоне, что важно с точки зрения безопасности.

Поясним влияние пространственно зависимой доли запаздывающих нейтронов на простом примере. Рассмотрим бесконечную одномерную размножающую среду, состоящую из чередующихся достаточно больших зон, существенно превышающих длину рассеяния, с различной долей запаздывающих нейтронов. Из такой среды можно выделить элементарную двухзонную ячейку с условиями отражения на границе. Предположим, что все нейтронно-физические свойства зон, кроме доли запаздывающих нейтронов, идентичны. Тогда в исходном стационарном состоянии коэффициент размножения K_∞ в обеих зонах равен единице, а плотность потока нейтронов постоянна по ячейке. Баланс нейтронов в единице объема в каждой из зон ($i=1,2$) можно представить в виде

$$-\Sigma_a \cdot \Phi_i + (1 - \beta_i) \cdot \Sigma_a \cdot \Phi_i + \lambda_i \cdot C_i = 0,$$

где Σ_a – макросечение захвата, одинаковое в обеих зонах; Φ_i – средняя плотность потока нейтронов, также одинаковая в исходном состоянии; λ_i и C_i – постоянная распада и концентрация эмиттеров в каждой из зон. Заметим, что при постоянной плотности нейтронов эмиссия запаздывающих нейтронов $\lambda_i C_i$ пропорциональна β_i и терпит разрыв на границе зон.

Предположим, что в момент времени $t = 0$ величина K_∞ изменилась, например увеличилась на малую одинаковую в обеих зонах величину, так, что ΔK_∞ стала су-

щественно меньше меньшей из двух значений β_i . Учитывая, что эмиссия запаздывающих нейтронов за малое время не изменилась, и используя известное приближение «мгновенного скачка», представим уравнение баланса в следующем виде:

$$-\Sigma_a \cdot \Phi_i^* + K_\infty \cdot (1 - \beta_i) \cdot \Sigma_a \cdot \Phi_i^* + \lambda_i \cdot C_i = 0,$$

где Φ_i^* – плотность потока нейтронов в ячейке на достаточном удалении от границы между зонами с разной β .

Легко показать, что мгновенное изменение плотности потока нейтронов

$$\frac{\Phi_i^*}{\Phi_i} = \frac{\beta_i}{K_\infty \cdot \left(\beta_i - \frac{K_\infty - 1}{K_\infty} \right)} \approx \frac{\beta_i}{\beta_i - \rho},$$

где в данном случае $\rho = \frac{K_\infty - 1}{K_\infty}$, что в точности совпадает с оценкой мгновенного скачка в «точечной» кинетике. При наличии разрыва в доле запаздывающих нейтронов в соседних зонах в начальный момент будет наблюдаться резкое изменение плотности потока нейтронов. Например, если в одной из зон $\beta_1 = 0,0021$, а в другой $\beta_2 = 0,0065$, то при $\Delta K_\infty = 0,001$ скачок плотности потока нейтронов в первой зоне будет равен 1,9, во второй зоне – 1.18, а отношение плотностей потоков

в зонах $\frac{\Phi_1^*}{\Phi_2^*}$ будет равно 1.61.

Дальнейшая эволюция пространственно-временного распределения плотности потока нейтронов за счет процессов переноса зависит от размеров зон и рано или поздно выйдет на асимптотический режим с единственным постоянным периодом. Естественно, чем больше размеры зон, тем больше разница в асимптотических плотностях потоков нейтронов в зонах. Представляется возможным продемонстрировать влияние размеров зон и величины возмущений на асимптотическое распределение плотности нейтронов на простых примерах.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Цель настоящей работы – продемонстрировать характер и масштаб влияния пространственно зависимой доли запаздывающих нейтронов на переходные процессы в реакторах больших размеров. Предполагается, что сечение деления реактора Σ_f и доля вторичных нейтронов при делении v_f постоянны по объему активной зоны, а вносимое возмущение связано с пространственным изменением сечения поглощения. Считая, что до ввода возмущения реактор находился в стационарном состоянии, можно записать уравнения, описывающие в односкоростном диффузационном приближении поведение одномерного реактора с размером H

после скачкообразного изменения поглощающих свойств: $\Delta(x) = \frac{\delta \Sigma(x)}{\Sigma_a}$. Причем

$\Delta(x)$ может быть знакопеременной функцией. Систему уравнений кинетики для плотности нейтронов $n(x, t)$ и концентрации ядер эмиттеров $C(x, t)$ с соответствующими начальными условиями после несложных преобразований можно привести к следующему виду (воспользуемся сразу моделью мгновенного скачка [5]):

$$\begin{cases} 0 = M^2 \cdot \frac{\partial^2 n(x,t)}{\partial x^2} + [K_\infty - 1 + \Delta(x) - K_\infty \cdot \beta(x)] \cdot n(x,t) + l_0 \cdot \lambda \cdot C(x,t) \\ \frac{\partial C(x,t)}{\partial t} = \frac{K_\infty \cdot \beta(x)}{l_0} \cdot n(x,t) - \lambda \cdot C(x,t). \\ n(x,0) = n_0(x); \quad C(x,0) = c_0(x) = \frac{K_\infty \cdot \beta(x)}{l_0 \cdot \lambda} \cdot n_0(x); \quad l_0 = \frac{1}{\Sigma_a \cdot v} \\ n(0,t) = n(H,t) = 0. \end{cases} \quad (1)$$

l_0 – время жизни мгновенных нейтронов в бесконечной среде.

В общем случае в системе (1) с зависимостью $\beta=f(x)$ переменные по x и t в функциях плотности нейтронов и концентрации эмиттеров не разделяются. Однако пространственную зависимость доли запаздывающих нейтронов можно представить в виде кусочно-постоянной функции, т.е. предположить, что существуют k областей со своей постоянной β :

$$\beta(x) = \beta_j, \quad x \in (a_{j-1}, a_j] \quad j = 1, \dots, k. \quad (2)$$

Будем предполагать, что после окончания переходного процесса, т.е. после затухания всех высших гармонических составляющих, реактор будет разгоняться или останавливаться по экспоненциальной временной зависимости с единым периодом [5]. Таким образом, в пределах областей с постоянной β_j решение данной системы ищется в виде произведения пространственной и временной функций, т.е. фактически ищется распределение концентрации нейтронов и период реактора в асимптотике:

$$n_j(x,t) = F \cdot X_{ac}^{(j)}(x) \cdot \exp(\alpha_{ac} \cdot t); \quad C_j(x,t) = \beta_j \cdot R \cdot X_{ac}^{(j)}(x) \cdot \exp(\alpha_{ac} \cdot t), \quad (3)$$

R, F – нормировочные коэффициенты, а $\alpha_{ac} = \frac{1}{T_{ac}}$ является величиной, обратной асимптотическому периоду T_{ac} . Таким образом, можно составить уравнение для каждой области со своей долей запаздывающих нейтронов [6]:

$$M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_{ac}^{(j)}(x)}{\partial x^2} + Z(x) \cdot X_{ac}^{(j)}(x) + X_{ac}^{(j)}(x) \cdot K_\infty \cdot \beta_j \cdot \left[\frac{\lambda}{\alpha_{ac} + \lambda} \right] = 0, \quad (4)$$

$$Z(x) = K_\infty - 1 + \Delta(x) - K_\infty \cdot \beta_j. \quad (5)$$

Комплекс в квадратных скобках можно приравнять к первому собственному числу задачи Штурма-Лиувилля:

$$\frac{\lambda}{\alpha_{ac} + \lambda} = \xi_{ac}. \quad (6)$$

Значение собственного числа ξ_{ac} определяет знак периода реактора в асимптотике. Если $\xi_{ac} > 1$, то $T_{ac} < 0$, если, наоборот, $\xi_{ac} < 1$, то $T_{ac} > 0$, а при $\xi_{ac} = 1$ реактор будет критическим, т.е. асимптотическая гармоника будет находиться в стационарном состоянии.

Таким образом, задача на поиск первой собственной функции и числа вместе с граничными условиями и условиями сшивки на границе областей с разной β представляется в виде

$$\begin{cases} M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_{ac}^{(j)}(x)}{\partial x^2} + Z(x) \cdot X_{ac}^{(j)}(x) + X_{ac}^{(j)}(x) \cdot K_\infty \cdot \beta_j \cdot \xi_{ac} = 0 \\ X_{ac}^{(j)}(a_j) = X_{ac}^{(j+1)}(a_j) = 0 \quad \frac{dX_{ac}^{(j)}(x)}{dx} \Big|_{a_j} = \frac{dX_{ac}^{(j+1)}(x)}{dx} \Big|_{a_j} \\ X_{ac}^{(j=1)}(0) = X_{ac}^{(j=k)}(H) = 0. \end{cases} \quad (7)$$

Нормировочные множители определяются следующим образом [6]:

$$F = \frac{\int_0^H \beta(x) \cdot X_{ac}(x) \cdot n'_0(x) dx}{\int_0^H \beta(x) \cdot X_{ac}^2(x) dx}, \quad (8)$$

$$R = \frac{K_\infty}{\alpha_{ac} + \lambda} \cdot F. \quad (9)$$

В уравнениях (8) и (9) доля запаздывающих нейтронов выражается формулой (2); поток нейтронов находится из уравнения (4) для соответствующих областей с постоянными β ; $n'_0(x)$ – распределение поля нейтронов в первый момент времени после скачка на мгновенных нейтронах.

ОПИСАНИЕ ГЕОМЕТРИИ ЗАДАЧИ И НАЧАЛЬНЫХ УСЛОВИЙ

Рассматривается одномерный двухзонный плоский реактор, в котором в стационарном состоянии все нейтронно-физические свойства распределены равномерно по объему активной зоны H , кроме доли запаздывающих нейтронов (пределный случай), левая половина активной зоны содержит топливо с величиной $\beta_1 = 0,65\%$, а другая половина с топливом, имеющим $\beta_2 = 0,21\%$:

$$\beta(x) = \begin{cases} \beta_1 = 0,0065 & \text{при } x \in \left[0, \frac{H}{2}\right] \\ \beta_2 = 0,0021 & \text{при } x \in \left[\frac{H}{2}, H\right] \end{cases}. \quad (10)$$

Нестационарное состояние инициируется путем изменения сечения поглощения в одной из половин активной зоны. Асимптотическое распределение плотности нейтронов в каждой из областей описывается следующей системой уравнений:

$$\begin{cases} M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_{ac}^{(i)}(x)}{\partial x^2} + (L_i)^2 \cdot X_{ac}^{(i)}(x) = 0 \\ X_{ac}^{(i=1)}(0) = X_{ac}^{(i=2)}(H) = 0 \\ X_{ac}^{(i=1)}\left(\frac{H}{2}\right) = X_{ac}^{(i=2)}\left(\frac{H}{2}\right) \\ \left.\frac{\partial X_{ac}^{(i=1)}(x)}{\partial x}\right|_{\frac{H}{2}} = \left.\frac{\partial X_{ac}^{(i=2)}(x)}{\partial x}\right|_{\frac{H}{2}} \end{cases} \quad (11)$$

Ведены следующие обозначения: индекс $i=1$ относится к левой области активной зоны; индекс $i=2$ – к правой области;

$$(L_i(\xi_{ac}))^2 = K_\infty - 1 + \Delta_i - K_\infty \cdot \beta_i + K_\infty \cdot \beta_i \cdot \xi_{ac}, \quad (12)$$

$\Delta_{i=1}$ и $\Delta_{i=2}$ – относительные изменения сечения поглощения в первой и второй зонах (соответственно в левой и правой области активной зоны реактора).

ПОЛУЧЕННЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Ценность подобной упрощенной модели заключается в том, что возможно получить аналитическое решение для распределения плотности нейтронов. Решение уравнений при $(L_i(\xi_{ac}))^2 > 0$ находится в виде комбинации тригонометрических функций $X_{ac}^{(i)}(x) = A \cdot \sin\left(\frac{L_i(\xi_{ac}) \cdot x}{M}\right) + B \cdot \cos\left(\frac{L_i(\xi_{ac}) \cdot x}{M}\right)$; если $(L_i)^2 < 0$, то в виде ком-

бинации гиперболических функций $X_{ac}^{(i)}(x) = C \cdot \text{sh}\left(\frac{L_i(\xi_{ac}) \cdot x}{M}\right) + D \cdot \text{ch}\left(\frac{L_i(\xi_{ac}) \cdot x}{M}\right)$.

Подставляя данный вид решения в граничные условия и условия на границе двух сред, можно получить неизвестные константы, а также характеристическое уравнение на поиск периодов соответствующих гармоник T_{ac} . Приведем конечные результаты. Для случая, когда оба параметра L положительны, т.е. $(L_{i=1,2})^2 > 0$, получается характеристическое уравнение

$$\frac{L_1(\xi_{ac})}{L_2(\xi_{ac})} = -\frac{\text{tg}\left(\frac{L_1(\xi_{ac}) \cdot H}{2 \cdot M}\right)}{\text{tg}\left(\frac{L_2(\xi_{ac}) \cdot H}{2 \cdot M}\right)}. \quad (13)$$

Для случая, когда, например, $(L_{i=1})^2 > 0$, а $(L_{i=2})^2 < 0$, получается схожее характеристическое уравнение

$$\frac{L_1(\xi_{ac})}{L_2(\xi_{ac})} = -\frac{\text{tg}\left(\frac{L_1(\xi_{ac}) \cdot H}{2 \cdot M}\right)}{\text{th}\left(\frac{L_2(\xi_{ac}) \cdot H}{2 \cdot M}\right)}. \quad (14)$$

Решение этих уравнений может быть найдено либо графически, либо численно, например, с помощью системы матричных вычислений MATLAB, и будет представлять собой бесконечный возрастающий набор значений. Наименьшее из значений характеризует период первой гармоники, т.е. асимптотическое поведение реактора.

Рассмотрим зависимость значения периода первой, основной, гармоники от изменения сечения поглощения сначала в первой области, а потом во второй. В расчете для определенности были использованы одногрупповые константы, характерные для водо-водяного реактора: $l_0 = 10^{-5}$ с; $M = 7 \cdot 10^{-2}$ м; $H = 45 \cdot M = 3,15$ м; $\lambda = 0,1$ с; $K_\infty = 1 + \left(\frac{\pi \cdot M}{H}\right)^2 = 1.004874$. Зависимость обратного периода реактора от величины изменения сечения поглощения в первой и второй зонах представлена на рис. 1.

На рисунке отображено изменение обратного периода первой гармоники при вводе возмущения в левую или правую половину (возмущения по абсолютной величине в обоих случаях одинаковы). Видно, что реактор разгоняется быстрее при вводе возмущения в область с низким β , а останавливается быстрее, наоборот, при вводе возмущения в область с высоким β . Отличия начинают сказываться уже при величине периода основной гармоники порядка ± 50 с (обратный период $\pm 0,02$ с $^{-1}$). Причина возникающих различий заключается в перераспределении плотности потока нейтронов и соответственно перераспределении вклада областей с разной β в нестационарный процесс.

Обозначенный эффект тем сильнее, чем больше размер областей с разными долями запаздывающих нейтронов. На рисунке 2 приведены данные, показывающие различия между значениями обратных периодов при вводе постоянного положительного возмущения в зависимости от физического размера активной зоны в длинах миграции (M).

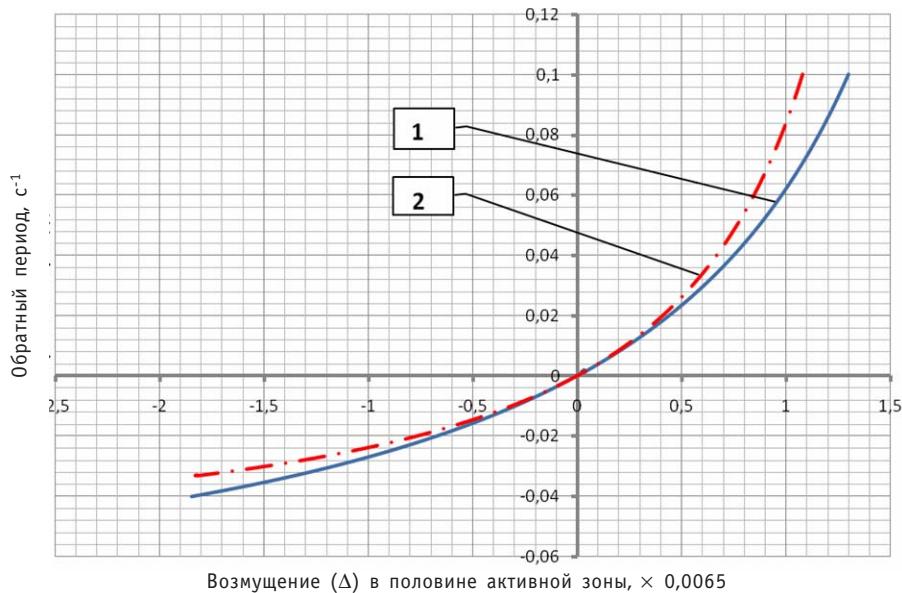


Рис. 1. График зависимости обратного периода реактора от величины возмущения сечения захвата в половине АЗ: 1 – возмущение вводится в область с $\beta = 0,0065$; 2 – возмущение вводится в область с $\beta = 0,0021$

Видна область, где начинает проявляться неравномерность в долях запаздывающих нейтронов для левой и правой половин реактора. При данном возмущении отличия проявляются, начиная с размера активной зоны, равного $10\text{--}15 H/M$.

Представленные различия на рис. 1, 2 влияют на величину осредненной (эффективной) доли запаздывающих нейтронов. Сравним значение $\beta_{\text{эфф}}$ со значением эффективной доли запаздывающих нейтронов, рассчитанное на основе исходного состояния поля нейтронов. Для расчета $\beta_{\text{эфф}}$ необходимо воспользоваться двумя уравнениями, аналогичными уравнению (4):

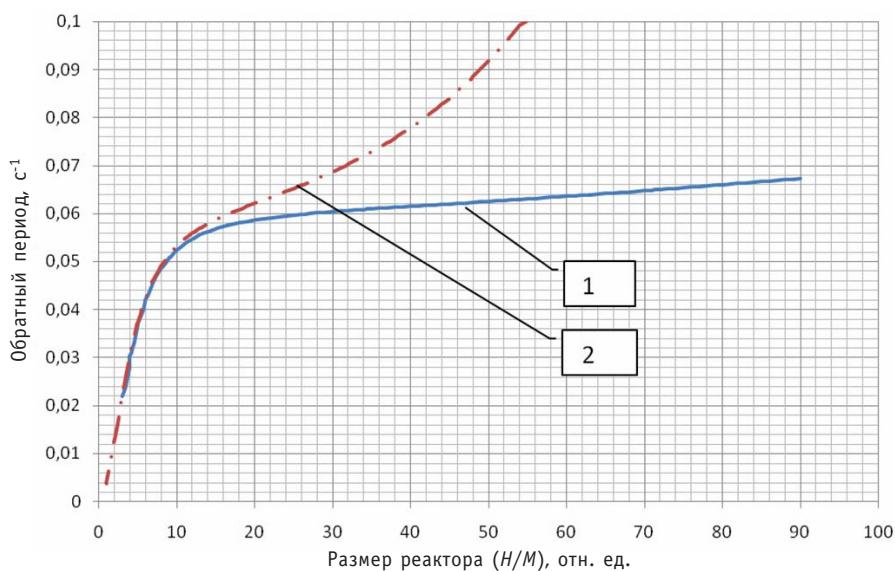


Рис. 2. Зависимость обратного периода реактора от размера АЗ при $\Delta = 35 \times 10^{-4}$: 1 – возмущение вводится в область с $\beta = 0,0065$; 2 – возмущение вводится в область с $\beta = 0,0021$

$$M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_{ac}(x)}{\partial x^2} + Z(x) \cdot X_{ac}(x) + X_{ac}(x) \cdot K_\infty \cdot \beta(x) \cdot \xi_{ac} = 0, \quad (15)$$

$$M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_0(x)}{\partial x^2} + Z(x) \cdot X_0(x) + X_0(x) \cdot K_\infty \cdot \beta_{\text{эфф}} \cdot \xi_{ac} = 0. \quad (16)$$

Введены обозначения: $X_0(x)$ – распределение поля нейтронов при равномерной β , а $X_{ac}(x)$ – распределение поля нейтронов при реальном распределении β (см. рис.1). Очевидно, что распределение нейтронов при равномерной и пространственно зависимой β будет разным. Помножив (15) на $X_0(x)$, а (16) на $X_{ac}(x)$, проинтегрировав и вычтя первое уравнение из второго, можно получить следующую формулу для расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов:

$$\beta_{\text{эфф}} = \frac{\langle \beta(x) \cdot X_0(x) \cdot X_{ac}(x) \rangle}{\langle X_0(x) \cdot X_{ac}(x) \rangle}. \quad (17)$$

Необходимо отметить, что для расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов необходимо знать реальное распределение поля нейтронов с учетом пространственной зависимости β . Разумеется, $\beta_{\text{эфф}}$ зависит от возмущения и будет отличаться от эффективной доли запаздывающих нейтронов, рассчитанной для невозмущенного реактора. Эффективная доля запаздывающих нейтронов из исходного состояния в одногрупповой диффузационной модели переноса нейтронов определяется следующей формулой [5]:

$$\beta_{\text{эфф}}^{(0)} = \frac{\langle \beta(x) \cdot (n_0(x))^2 \rangle}{\langle (n_0(x))^2 \rangle}. \quad (18)$$

В таблице 1 представлены результаты сравнения величины эффективной доли запаздывающих нейтронов, получаемой по формуле (17) и получаемой из исходного состояния (18). Видно, что при возрастании вносимого возмущения расхождения увеличиваются, что обусловлено возрастанием искажения поля нейтронов в асимптотике и соответственно возрастанием влияния пространственной неравномерности β на поле нейтронов.

Для иллюстрации влияния пространственной зависимости в доле запаздывающих нейтронов представлены данные по перекосу поля нейтронов в асимптотическом режиме. В плоской геометрии перекос поля нейтронов удобно характеризовать оффсетом – отношением разности пространственных интегралов потока в

Таблица 1

Сравнение эффективной доли запаздывающих нейтронов нестационарного процесса (17) с эффективной долей запаздывающих нейтронов из статики

$\Delta, \times 10^{-4}$	Возмущение в области с $\beta = 0.65\%$			Возмущение в области с $\beta = 0.21\%$		
	$\beta_{\text{эфф}}, \times 10^{-4}$	$\beta_{\text{эфф}}^{(0)}, \times 10^{-4}$	$\left \frac{\beta_{\text{эфф}}^{(0)} - \beta_{\text{эфф}}}{\beta_{\text{эфф}}} \right $	$\beta_{\text{эфф}}, \times 10^{-4}$	$\beta_{\text{эфф}}^{(0)}, \times 10^{-4}$	$\left \frac{\beta_{\text{эфф}}^{(0)} - \beta_{\text{эфф}}}{\beta_{\text{эфф}}} \right $
-35.0	40.279	43	6.76%	47.345	43	9.18%
-17.5	41.635		3.28%	45.245		4.96%
0	43		0	43		0
+17.5	44.355		3.05%	40.666		5.74%
+35.0	45.684		5.88%	38.329		12.19%

Таблица 2

**Зависимость степени перекоса поля нейтронов
(оффсет) от величины возмущения**

$\Delta, \times 10^{-4}$	Возмущение в левой части ($\beta=0.65\%$)		Возмущение в правой части ($\beta=0.21\%$)	
	Оффсет	Оффсет (без учета пространственной зависимости β)	Оффсет	Оффсет (без учета пространственной зависимости β)
-35.0	+4.74%	+9.42%	-13.35%	-9.42%
-17.5	+2.34%	+4.75%	-6.94%	-4.75%
0	0	0	0	0
+17.5	-2.39%	-4.75%	+7.40%	+4.75%
+35.0	-4.54%	-9.42%	+15.10%	+9.42%

левой и правой половине активной зоны к полному интегралу потока. В таблице 2 представлена зависимость оффсета поля нейтронов от величины возмущения для уравнения баланса нейтронов, которое учитывает реальное распределение β и для модели, которая не учитывает пространственную зависимость в β .

Видно, что без учета пространственной зависимости в перекос определяется только величиной возмущения (при заданных размерах активной зоны) – перекос совершенно симметричен, тогда как при рассмотрении реального распределения β перекос зависит не только от величины возмущения, но и от знака и места, куда вводится возмущение. Особенно значительно влияние неравномерной доли запаздывающих нейтронов проявляется при вводе возмущения в область с малым β ; несимметричный характер перекоса поля нейтронов при вводе возмущения в разные половины активной зоны служит наглядной иллюстрацией данного эффекта.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для рассмотренного примера значительное влияние распределенных свойств реактора проявилось при размерах реактора более десяти длин миграции и асимптотическом периоде менее 50 с.

Судя по полученным результатам, пространственная зависимость доли запаздывающих нейтронов может быть существенным фактором, влияющим на пространственно-временные процессы в реакторах больших размеров при больших локальных возмущениях. Использование средней величины β в этих условиях может привести к значительным погрешностям в оценке распределения плотности энерговыделения и скорости ее изменения.

Следует отметить, что количественные оценки, полученные в работе, базируются на анализе асимптотического поведения реактора. На самом деле, судя по работам [2, 3], в реакторах больших размеров асимптотический режим, определяющийся временем формирования асимптотического пространственного распределения поля эмиттеров запаздывающих нейтронов, может наступать спустя десятки и сотни секунд после внесения возмущения. С точки зрения анализа и обоснования безопасности при случайных локальных возмущениях асимптотическое поведение реактора может оказаться недостаточно информативным. В связи с этим представляет интерес дальнейшее изучение временного поведения реакторов с распределенными свойствами в неасимптотическом временном интервале, когда основную роль в переходном процессе играют высшие гармонические составляющие, и разработка соответствующих математических моделей.

Литература

1. Казанский Ю.А., Матвеенко И.П. и др. К учету пространственных эффектов при измерении реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики//Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – Вып. 6. – С. 387-389.
2. Наумов В.И. О некоторых особенностях пространственно-временной кинетики больших реакторов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – №2.
3. Каминский А.С., Крылов И.Д. Особенности и некоторые методы учета пространственной кинетики при измерении реактивности/Препринт ИАЭ-3884/4. – М. 1984.
4. Шевелев Я.В. Реактивность ядерного реактора/В сб. «Динамика ядерных реакторов». – М.: Энергоатомиздат, 1990.
5. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов/Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1974.
6. Голосков Д.П. Уравнения математической физики. Решение задач в системе Maple: Учебник для вузов – СПб.: Питер, 2004. – 539 с.

Поступила в редакцию 8.12.2008

ВЕРОЯТНОСТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ПРИ СЛУЧАЙНЫХ ВОЗМУЩЕНИЯХ В СВОЙСТВАХ СРЕДЫ

А.М. Загребаев, В.А. Насонова

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



Описывается математическая модель одномерного реактора с нейтронно-физическими и теплофизическими обратными связями, системой автоматического регулирования для исследования статистических свойств плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды. Приводятся результаты моделирования и статистической обработки данных внутриреакторного контроля реактора РБМК.

ВВЕДЕНИЕ

Статистический подход к реактору как к объекту исследования начал складываться в конце сороковых годов прошлого века благодаря тому, что в основе работы реактора лежат процессы взаимодействия нейтронов с веществом, имеющие по своей природе стохастический характер. Большинство статистических методов для определения важных для безопасности параметров, например, константы спада числа мгновенных нейтронов, были развиты для реакторов нулевой мощности. Эти методы получили название «нейтронных шумов». Основы экспериментальной практики и теории шумов были заложены Росси, Фейнманом, Палом и др. Этот этап развития шумовых методов вплоть до начала семидесятых годов подробно изложен в работе [1].

Развитие ядерной энергетики потребовало применения шумовых методов в энергетических реакторах. При этом флюктуации нейтронной плотности, обусловленные статистической природой взаимодействия нейтронов с ядрами, становятся малыми и отходят на второй план по сравнению с флюктуациями, обусловленными случайными изменениями в размножающих свойствах среды. Понятно, что нейтронные шумы реактора теперь уже содержат информацию обо всех обратных связях, включая систему регулирования. Современные методы анализа нейтронных шумов решают, по сути, две задачи: диагностику состояния активной зоны (вибрации органов регулирования, нестабильность поведения теплоносителя, обнаружение посторонних включений, закипание теплоносителя и др.) и определение параметров физических процессов, например, коэффициентов реактивности. Обширная литература по этой физической проблеме касается, в основном,

© А.М. Загребаев, В.А. Насонова, 2009

реакторов с водой под давлением [2–15]. Вопросам диагностики физических характеристик реактора РБМК посвящена, например, работа [16]. Поскольку в реально работающем реакторе в силу действия многочисленных случайных факторов и пространственно распределенных обратных связей поле нейтронов принципиально носит случайный характер, представляется, что следовало бы говорить о поле нейтронов как случайной функции в пространстве и времени, исчерпывающей характеристикой которой является закон распределения, а моментными функциями – математическое ожидание и корреляционная функция. При таком подходе могут открыться новые возможности как в теоретическом, так и в практическом аспекте анализа реактора как информационной системы. Например, информация о величине коэффициентов реактивности по температуре топлива и паросодержанию играет важную роль в обеспечении ядерной безопасности мощных энергетических реакторов РБМК. Их определению уделяется большое внимание, однако при этом требуется организация специального эксперимента [17] и запись информации с высокой частотой. Вместе с тем, поскольку статистические характеристики плотности потока нейтронов, например закон распределения и его моментные функции, должны отражать физические процессы в активной зоне, возникает вопрос: какова эта зависимость и можно ли ее использовать для определения физических характеристик реактора? Для выяснения этого вопроса целесообразно создание такой математической модели, которая, с одной стороны, отражает все существенные процессы, протекающие в активной зоне ядерного реактора, а с другой – позволяет проводить статистические эксперименты, связанные с набором большого объема статистического материала. По мнению авторов, одномерная модель реактора с распределенными обратными связями и флюктуирующими свойствами удовлетворяет этим требованиям [18].

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА С ПРОСТРАНСТВЕННО-РASПРЕДЕЛЕННЫМИ ОБРАТНЫМИ СВЯЗЯМИ И СЛУЧАЙНЫМИ ВОЗМУЩЕНИЯМИ В СВОЙСТВАХ СРЕДЫ

В качестве основы для создания математической модели с флюктуирующими параметрами был принят подход Шефа и Альбрехта [19, 20] и В.К. Горюнова [21, 22], в котором для получения статистических характеристик плотности потока нейтронов использовались стохастические уравнения. В состав математической модели входят следующие компоненты.

- Стохастическое уравнение для плотности потока нейтронов – уравнение реактора в одногрупповом диффузационном приближении с флюктуирующим сечением поглощения и управлением (локальным и интегральным):

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} = & \frac{d}{dx} \left(D(x) \frac{d}{dx} \varphi(x, t) \right) + [(1-\beta) K_{\infty}(x, t) - 1] (\Sigma_a(x) + \xi(x, t)) \varphi(x, t) + \\ & + \lambda C(x, t) - \sigma_x X(x, t) \varphi(x, t) - \sigma_{Sm} S_m(x, t) \varphi(x, t) - \Sigma_p(x, t) \varphi(x, t); \\ \varphi(0) = & \varphi(H) = 0, \end{aligned} \quad (1)$$

где φ – плотность потока нейтронов; v – скорость нейтронов; D – коэффициент диффузии нейтронов; Σ_a – макроскопическое сечение поглощения нейтронов; K_{∞} – коэффициент размножения; β – доля запаздывающих нейтронов; λ – постоянная распада ядер предшественников запаздывающих нейтронов; C – концентрация ядер предшественников запаздывающих нейтронов; Σ_p – макроскопическое сечение поглощения органов регулирования; ξ – флюктуирующий параметр, отражающий случайные изменения размножающих свойств среды; σ_x , σ_{Sm} – соответственно микроскопические сечения поглощения нейтронов ядрами ксенона и

самария; X, Sm – соответственно концентрации ксенона и самария; H – экстраполированная высота реактора.

- Связь коэффициента размножения с изменением теплофизических параметров (замыкание системы уравнений через коэффициенты реактивности):

$$K_{\infty}(x,t) = K_{\infty 0}(x) + \alpha_T(x)\delta T_T(x,t) + \alpha_{TH}(x)\delta T_{TH}(x,t) + \alpha_{RP}(x)\delta T_{RP}(x,t) + \alpha_h(x)\delta \eta(x,t),$$

$$K_{\infty 0}(x) = \frac{v_f \Sigma_f(x)}{K_{\text{эфф}} \Sigma_a(x)}, \quad (2)$$

где $K_{\infty 0}$ – коэффициент размножения, обусловленный данной конфигурацией загрузки; $\alpha_T, \alpha_{TH}, \alpha_{RP}, \alpha_h$ – коэффициенты реактивности по температуре топлива, теплоносителя, графита и паросодержанию соответственно; $\delta T_T, \delta T_{TH}, \delta T_{RP}, \delta \eta$ – отклонения соответственно температуры топлива, теплоносителя, графита и объемного паросодержания от стационарного состояния; v_f – среднее число нейтронов деления на один поглощенный нейtron; Σ_f – макроскопическое сечение деления.

- Уравнения системы регулирования. В случае регулирования интегральной мощности изменение сечения поглощения происходит во всех точках активной зоны на одну и ту же величину (3), а для локального регулирования изменение происходит только в той области, в которой произошло отклонение плотности потока нейтронов за пределы допустимых значений (4):

$$\Sigma_{a\text{доп}} = 0, \text{ при } \left| \frac{W(t) - W_0}{W_0} \right| < y_0, \text{ иначе } \Sigma_{a\text{доп}} = k \frac{W(t) - W_0}{W_0}; \quad (3)$$

$$\Sigma_{a\text{доп}}(x) = 0, \text{ при } \left| \frac{\varphi(x,t) - \varphi_0(x)}{\varphi_0(x)} \right| < c_0, \text{ иначе } \Sigma_{a\text{доп}}(x) = k_1 \frac{\varphi(x,t) - \varphi_0(x)}{\varphi_0(x)}, \quad (4)$$

где $\Sigma_{a\text{доп}}$ – дополнительное поглощение, вносимое при перемещении стержней регулирования; W_0 – планируемое значение мощности реактора; $W(t)$ – текущее значение мощности; $\varphi(x)$ – планируемое значение плотности потока нейтронов; k, k_1 – коэффициенты усиления; y_0, c_0 – пороговое значение, при достижении которого включается регулятор.

- Уравнения обратных связей

Уравнение для концентрации ядер предшественников запаздывающих нейтронов

$$\frac{\partial C(x,t)}{\partial t} = \beta K_{\infty}(x,t) \Sigma_a(x) \varphi(x,t) - \lambda C(x,t). \quad (5)$$

Уравнения отравления ксеноном и самарием:

$$\frac{\partial J(x,t)}{\partial t} = \gamma_J \Sigma_f(x) \varphi(x,t) - \lambda_J J(x,t),$$

$$\frac{\partial X(x,t)}{\partial t} = \lambda_J J(x,t) - \lambda_X X(x,t) - \sigma_X X(x,t) \varphi(x,t), \quad (6)$$

$$\frac{\partial Pm(x,t)}{\partial t} = \gamma_P \Sigma_f(x) \varphi(x,t) - \lambda_P Pm(x,t),$$

$$\frac{\partial Sm(x,t)}{\partial t} = \lambda_P Pm(x,t) - \sigma_{Sm} Sm(x,t) \varphi(x,t), \quad (7)$$

где J – концентрация ядер йода; λ_J, λ_X – постоянные распада ядер йода и ксенона; γ_J – выход йода; Pm – концентрация ядер прометия; λ_P – постоянная распада ядер прометия; γ_P – выход прометия.

Уравнения для температуры топлива

$$\frac{\partial T_T(x,t)}{\partial t} = \frac{E_f \Sigma_f(x) \varphi(x,t)}{c_T \rho_T} - \frac{T_T(x,t) - T_{TH}(x,t)}{\tau_T}, \quad (8)$$

где T_T – температура топлива; T_{TH} – температура теплоносителя; E_f – энергия на один акт деления; c_T – удельная массовая теплоемкость топлива; ρ_T – плотность топлива; τ_T – постоянная времени топлива.

Уравнение для температуры замедлителя

$$\frac{\partial T_{GP}(x,t)}{\partial t} = \frac{\gamma E_f \Sigma_f(x) \varphi(x,t)}{c_{GP} \rho_{GP}} - \frac{T_{GP}(x,t) - T_{TH}(x,t)}{\tau_{GP}}, \quad (9)$$

где T_{GP} – температура графита; c_{GP} – удельная массовая теплоемкость графита; ρ_{GP} – плотность графита; τ_{GP} – постоянная времени графита; γ – доля тепла, выделенного в графите.

Уравнения для температуры теплоносителя и паросодержания:

$$\begin{aligned} T_{TH}(z) &= T_{BX} + \frac{1}{G(x)C_p} \int_0^z q_l(\tau, x) d\tau \text{ для } z < z_H; \\ T_{TH}(z) &= 284^\circ C \text{ для } z \geq z_H; \\ q_l &= \text{const}; \quad z_H(x) = \frac{H_k(T_H - T_{BX})G(x)C_p}{W(x)}; \quad W(x) = \int_0^{H_k} q_l(\tau, x) d\tau; \\ T_{TH}(x, t) &= \frac{\int_0^{H_k} T(z) dz}{H_k}, \end{aligned} \quad (10)$$

где G – расход воды через сечение с координатой x ; H_k – высота активной зоны; C_p – теплоемкость воды; T_H – температура насыщения; T_{BX} – температура воды при входе; q_l – удельное линейное энерговыделение.

$$\tilde{x}(z) = \frac{1}{Gr} \int_{z_H}^z q_l(\tau, x) d\tau; \quad \tilde{x}(x, t) = \frac{\int_0^x x(z) dz}{H_k}; \quad \eta = \left[1 + \frac{\rho''(1-\tilde{x})}{\rho' \tilde{x}} \right]^{-1}, \quad (11)$$

где ρ'' – плотность пара; r – удельная теплота парообразования; \tilde{x} – массовое паросодержание; η – объемное паросодержание; ρ' – плотность воды на линии насыщения.

На основе описанной модели был создан программный комплекс и проведены статистические исследования плотности потока нейтронов.

РЕЗУЛЬТАТЫ СТАТИСТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На рисунке 1 показаны результаты статистического эксперимента, отражающие распределение дисперсии плотности потока нейтронов по размеру активной зоны при учете действия той или другой обратной связи. Рассматривался реактор со следующими характеристиками: однородная загрузка; ширина 10 м; число зон, в которые вносятся возмущения, 40. Возмущения вносятся в макроскопическое сечение поглощения, разыгрываются по нормальному закону, уровень шума 0,1%; суммарный мощностной коэффициент реактивности (по топливу и по пару) – $1.1 \cdot 10^{-5}$; коэффициент реактивности по замедлителю $5.4 \cdot 10^{-5}$; уставка ЛАР 10%, возмущения вносятся раз в 10 с.

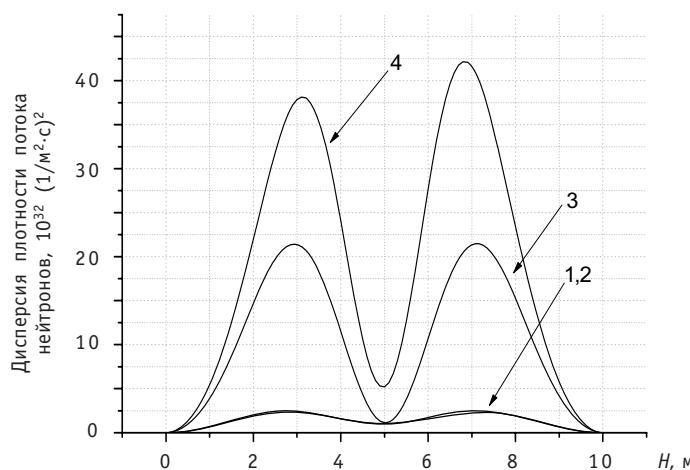


Рис. 1. Распределение дисперсии плотности потока нейтронов по длине активной зоны: 1 – обратная связь только по запаздывающим нейtronам; 2 – по запаздывающим нейtronам и температуре топлива; 3 – по запаздывающим нейtronам, температуре топлива и температуре замедлителя; 4 – по запаздывающим нейtronам, температуре топлива, температуре замедлителя и ксенону

Как видно из рисунка, дисперсия растет к периферии активной зоны, и ее величина тем больше, чем большее число обратных связей действует в реакторе. В то же время, математическое ожидание плотности потока нейтронов как функция координаты практически не зависит от наличия обратных связей.

Законы распределения плотности потока в фиксированных точках активной зоны различаются для точек в центре и на периферии (рис.2а), результаты приведены для случая, когда учитываются обратные связи по запаздывающим нейтронам и температуре топлива. Также законы различаются в зависимости от наличия той или иной обратной связи (рис.2б).

Из приведенных выше результатов видно, что помимо изменения значений дисперсий существенно меняются законы распределения плотности потока в фиксированной точке реактора при наличии различных обратных свя-

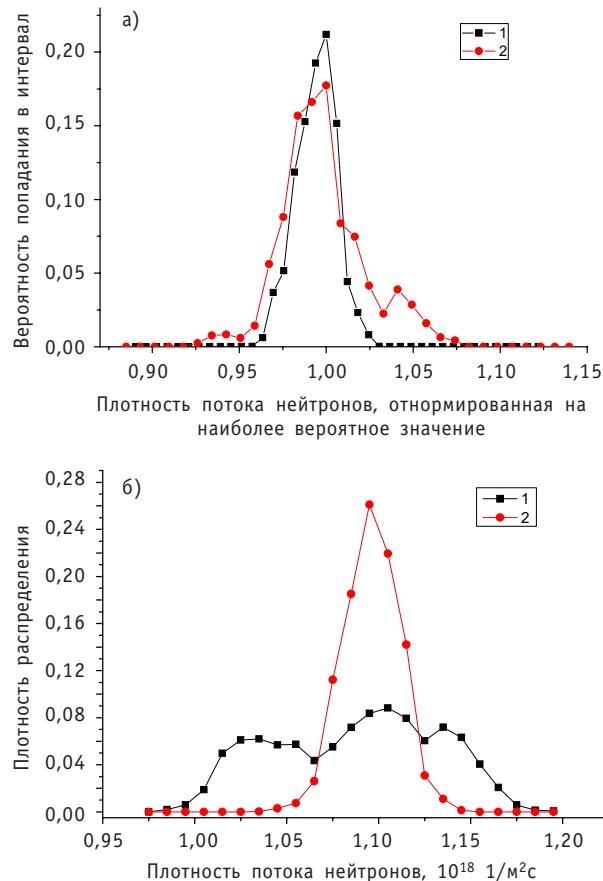


Рис.2. Гистограмма распределения плотности потока нейтронов а): 1 – в центре; 2 – на периферии; б): 1 – обратные связи по запаздывающим нейтронам, температуре топлива и температуре замедлителя; 2 – по запаздывающим нейтронам и температуре топлива

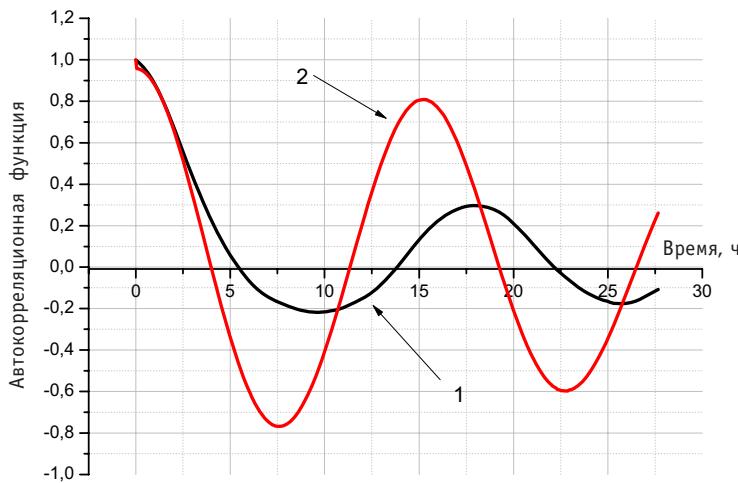


Рис. 3. Автокорреляционные функции: 1 – плотности потока нейтронов, полученной на модели; 2 – тока ДКЭ(в)

зей (законы распределения «отслеживают» наличие обратных связей). Проверка факта изменения законов распределения сводилась к проверке гипотез об однородности выборок по критерию χ^2 [23]. Результаты расчетов показали, что гипотезу о совпадении законов распределения следует отвергнуть.

Результаты моделирования сравнивались с экспериментальными данными в части анализа ксеноновых колебаний. На рисунке 3 показана модельная автокорреляционная функция плотности потока нейтронов и автокорреляционная функция тока одной из секций датчика контроля энерговыделения по высоте (ДКЭ(в)) в реакторе РБМК. Данные были взяты за период 01.10.2006–05.10.2006 с Курской станции. Из рисунка видно, что и модельная, и экспериментальная автокорреляционные функции отражают наличие высотных ксеноновых колебаний.

На модели было исследовано также влияние коэффициента реактивности по мощности на значение дисперсии плотности потока нейтронов при возникновении ксеноновых колебаний. Оказывается, что дисперсия плотности потока нейт-

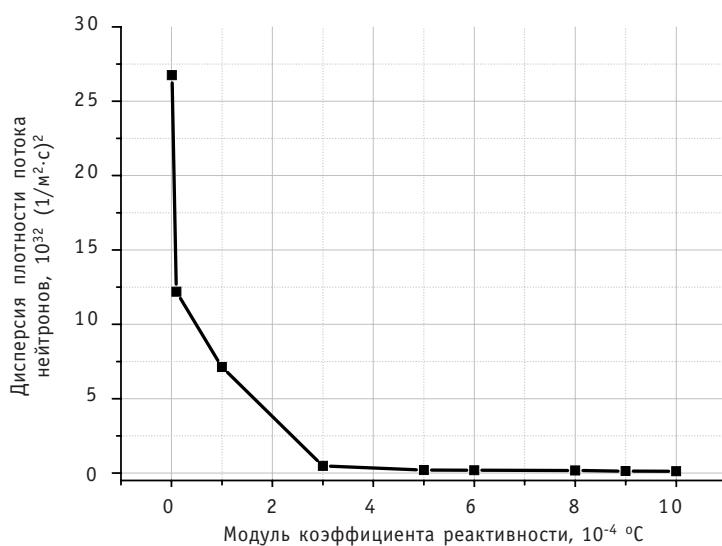


Рис. 4. Зависимость дисперсии плотности потока нейтронов от модуля коэффициента реактивности

ронов в выбранной пространственной точке зависит от величины отрицательного мощностного коэффициента реактивности (см. рис. 4).

Это обстоятельство представляет практический интерес, так как свидетельствует о принципиальной возможности определения в пассивном эксперименте мощностного коэффициента реактивности по дисперсии плотности потока нейтронов.

Таким образом, даже первичный анализ полученных на модели данных показал, что они отражают физические процессы, происходящие в активной зоне реактора, и имеется принципиальная возможность на основе статистических характеристик определять параметры реактора в пассивном эксперименте.

Литература

1. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.
2. Aguilar O., For G. Monitoring temperature reactivity coefficient by noise method in a NPP at full power//Annals of Nuclear Energy. – 1987. – 14. – p.521-526.
3. Demaziere C., Pazsit I. Theory of neutron noise induced by spatially randomly distributed noise sources//Proceedings of PHYSOR2000 (Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 7-12 May 2000).
4. Herr J.D., Thomas J.R. Noise analysis for monitoring the moderator temperature coefficient of pressurized water reactors: II. Experimental//Nuclear Science and Engineering. – 1991. – 108. – P. 341-346.
5. Housiadis C., Antonopoulos-Domis M. The effect of fuel temperature on the estimation of the moderator coefficient in PWRs//Annals of Nuclear Energy. – 1999. – 26. – P. 1395-1405.
6. Kostic L.J., Runkel J., Stegemann D. Thermohydraulics surveillance of pressurized water reactors by experimental and theoretical investigations of the low frequency noise field//Progress in Nuclear Energy. – 1988. – 21. – P. 421-430.
7. Kostic L. Monitoring of the temperature reactivity coefficient at the PWR nuclear power plant//Annals of Nuclear Energy. – 1997. – 24. – P. 55-64.
8. Laggiard E., Runkel J. Evaluation of the moderator temperature coefficient of reactivity in a PWR by means of noise analysis//Annals of Nuclear Energy. – 1997. – 24. – P. 411-417.
9. Laggiard E., Runkel J. Noise analysis estimation of the moderator temperature coefficient for a PWR fuel cycle//Annals of Nuclear Energy. – 1999. – 26. – P. 149-156.
10. Pazsit I. Two-phase flow identification by correlation techniques//Annals of Nuclear Energy. – 1986. – 13. – P. 37-41.
11. Shieh D.J., Upadhyaya B.R., Sweeney F.J. Application of noise analysis technique for monitoring the moderator temperature coefficient of reactivity in pressurized water reactors//Nuclear Science and Engineering. – 1987. – 95. – P. 14-21.
12. Sweeney F.J. In-core coolant velocity measurements in a pressurized water reactor using temperature-neutron noise cross-correlation//Transactions of the American Nuclear Society. – 1984. – 46. – P. 736-738.
13. Thomas J.R., Herr J.D., Wood D.S. Noise analysis method for monitoring the moderator temperature coefficient of pressurized water reactors. I. Theory//Nuclear Science and Engineering. – 1991. – 108. – P. 331-340.
14. Upadhyaya B.R., Shieh D.J., Sweeney F.J., Glockler O. Analysis of in-core dynamics in pressurized water reactors with application to parameter monitoring//Progress in Nuclear Energy. – 1988. – 21. – P. 261-269.
15. Williams M.M.R. The effect of random material density on reactor criticality//Atomkernenergie. – 1973. – 22. – P. 248-250.
16. Воронцов Б.А., Емельянов И.Я., Подлазов Л.Н. и др. Вопросы диагностики физических характеристик РБМК по нейтронным шумам//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 3. – С. 145-148.
17. Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000. РДЭО-0137-98. – М.: Министерство РФ по атомной энергии. Концерн Росэнергоатом.
18. Загребаев А.М., Насонова В.А. Математическое моделирование и исследование статистических характеристик плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях/Препринт №002-2008. – М.: МИФИ, 2008. – 40 с.

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

19. *Sheff J.R., Albrecht R.W.* The Space Dependence of Reactor Noise, I-Theory//Nuclear Science and Engineering. – 1966. – V. 24. – № 3. – P. 246.
20. *Sheff J.R., Albrecht R.W.* The Space Dependence of Reactor Noise, II- Calculations//Nuclear Science and Engineering. – 1966. – V. 26. – № 2. – P. 207.
21. *Горюнов В.К.* Пространственные флюктуации распределения нейтронов и мощности в критическом реакторе//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 4. – С. 357-359.
22. *Горюнов В.К.* Перекосы поля нейтронов в реакторах при случайно распределенных возмущениях макросечений//Атомная энергия. – 1980. – Т. 49, – Вып. 5. – С. 321-323.
23. *Айвазян С.А. и др.* Прикладная статистика: основы моделирования и первичная обработка данных. – М.: Финансы и статистика, 1983. – 471с.

Поступила в редакцию 17.04.2009

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ ПРИ ПЕРЕХОДЕ НА НОВОЕ ТОПЛИВО

Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Экспериментально исследованы физические характеристики активной зоны реактора СМ в процессе его перевода на новое топливо. Проведен анализ завершенных кампаний по технико-экономическим показателям работы реактора с опытными ТВС. Получены данные, необходимые для внесения изменений в проектную документацию реактора и выполнения уточняющего анализа безопасности. На основании полученных результатов сделаны рекомендации о возможности перевода новых ТВС из категории опытных сборок в категорию штатных.

Ключевые слова: исследовательский реактор СМ, новое топливо, результаты исследований, эффекты реактивности, температурный и мощностной коэффициенты реактивности, эффективность органов СУЗ.

Key words: research reactor SM, new fuel, investigation results, reactivity effects, temperature and power coefficients of reactivity, effectiveness of control rods.

Для расширения экспериментальных возможностей высокопоточного исследовательского реактора СМ [1] проводят его модернизацию, в результате которой будет обеспечена возможность размещения в активной зоне дополнительных экспериментальных каналов [2]. Компенсация потерь реактивности при удалении части твэлов при сохранении нейтронно-физических и эксплуатационных параметров реактора обеспечивается заменой ныне используемого твэла реактора. На первом этапе модернизации активной зоны решено увеличить на 20% количество топлива (с 5 г ^{235}U до 6 г ^{235}U) при сохранении геометрии и материального состава штатного твэла реактора СМ [3].

В сечении активная зона реактора СМ (рис.1) представляет собой квадрат 420×420мм (6×6 ячеек квадратной решетки с шагом 70 мм). Высота активной зоны 350 мм. Центральная замедляющая полость (ЦЗП) образована извлечением четырех ТВС и состоит из четырех фигурных бериллиевых вкладышей, образующих в сборе цилиндрическую полость, и из устройства, в котором размещают облучаемые мишени. Рабочие органы аварийной защиты (РО АЗ) и центральный компенсирующий орган (ЦКО) кольцевой формы расположены в ЦЗП. Компенсирующие органы (КО) размещены в четырех угловых ячейках активной зоны, а РО автомати-

© Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, 2009

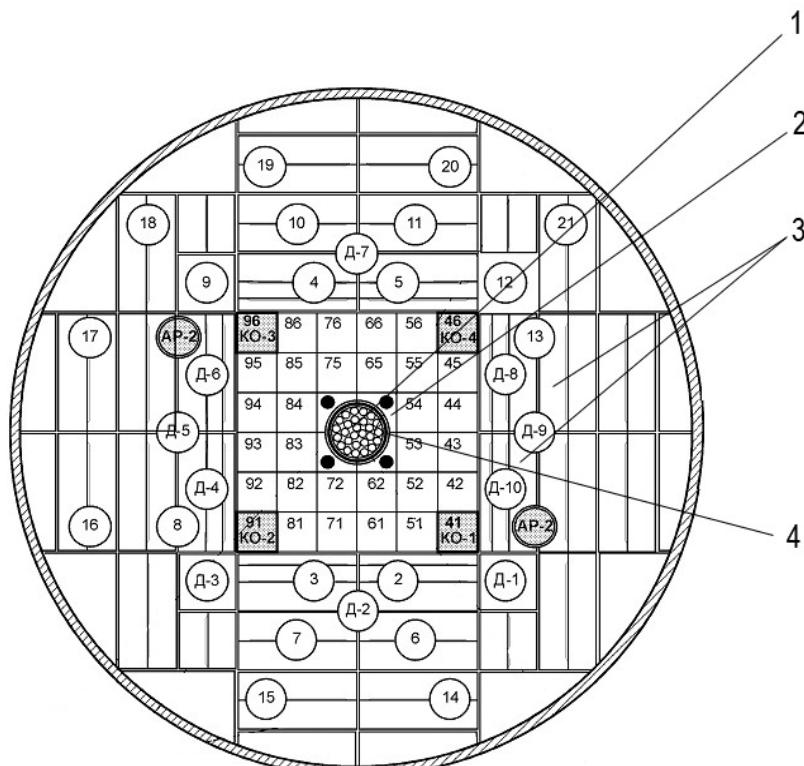


Рис. 1. Поперечное сечение реактора СМ: 1 – центральная полость для размещения мишеней; 2 – бериллиевые вкладыши; 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган (ЦКО)



ческого регулирования (АР) мощности реактора находятся в отражателе.

В 2005 г. выполнен поэтапный перевод реактора СМ на топливо с увеличенной загрузкой ^{235}U в твэле. В течение пяти месяцев эксплуатации реактора (11 кампаний) во все ячейки активной зоны были загружены опытные тепловыделяющие сборки при очередных заменах отработавшего топлива. Во время планового профилактического ремонта реактора заменены также ТВС в топливных подвесках компенсирующих органов. Таким образом, к моменту пуска реактора СМ после профилактического ремонта вся активная зона, включая топливные подвески КО, была набрана из опытных ТВС. Кроме этого были заменены также поглощающие части КО, выработавшие проектный ресурс.

Для уточнения основных физических характеристик реактора СМ с новым составом активной зоны на реакторе были проведены измерения:

- мощностного коэффициента реактивности;
- температурного эффекта реактивности;

- градуировочных характеристик КО;
- эффективности рабочих органов СУЗ;
- эффектов реактивности от загрузки в активную зону опытных ТВС с различным выгоранием топлива.

При определении реактивностных характеристик на реакторе использовали методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики, реализованные в аналоговом реактиметре аппаратуры СУЗ КАРПАТЫ и цифровом многоканальном реактиметре разработки НИИАР. Применили также метод перекомпенсации с известной реактивностью. Все используемые экспериментальные методики измерения нейтронно-физических характеристик аттестованы. Погрешность определения реактивностных параметров составляет 4,2–10%.

Мощностной коэффициент реактивности определяли для рабочего уровня мощности (90 МВт) в условиях стационарного отравления по ^{135}Xe . Для измерения эффекта реактивности снизили в автоматическом режиме управления мощность реактора на 7 МВт и зафиксировали соответствующее изменение положения рабочего органа автоматического регулирования (РО АР). По изменению положения РО АР с известной эффективностью определили эффект реактивности при таком изменении мощности, который составил 0,034 $\beta_{\text{эфф}}$, соответственно, мощностной коэффициент реактивности для «горячего отравленного» состояния активной зоны реактора $-(4,7 \pm 0,3) \cdot 10^{-3} \beta_{\text{эфф}}/\text{МВт}$. Это значение несколько выше мощностного коэффициента реактивности $-(4,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-3} \beta_{\text{эфф}}/\text{МВт}$ для аналогичного состояния активной зоны, загруженной штатным топливом.

Изотермический температурный эффект реактивности определяли по изменению реактивности разогревенного реактора, работающего на минимально контролируемом уровне (МКУ) мощности, при равномерном разогреве всех компонентов активной зоны в процессе работы главных циркуляционных насосов (ГЦН) при отключенных теплообменниках второго контура. В процессе разогрева регистрировали изменение температуры теплоносителя первого контура и положения одного из ранее отградуированного КО в критостоянии. На рисунке 2 показаны кривые изменения температурного эффекта реактивности реактора СМ с новым и штатным топливом в активной зоне.

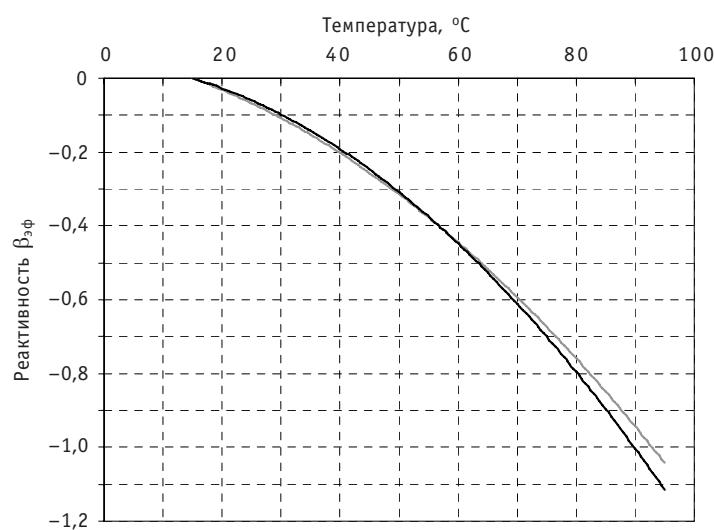


Рис. 2. График зависимости реактивности от средней температуры активной зоны реактора СМ, набранной из опытных (—) и штатных ТВС (—)

Таблица 1

Характеристики температурных эффекта и коэффициента реaktivности активной зоны реактора СМ, набранной из штатных и опытных ТВС

Параметр	Опытные ТВС	Штатные ТВС
Зависимость эффекта реaktivности $\rho(T)$ от температуры, $\beta_{\text{зф}}$	$-1,14 \cdot 10^{-4}T^2 - 1,40 \cdot 10^{-3}T + 4,67 \cdot 10^{-2}$	$-8,96 \cdot 10^{-5}T^2 - 3,16 \cdot 10^{-3}T + 6,67 \cdot 10^{-2}$
Зависимость температурного коэффициента реaktivности $k_p(T)$ от температуры, $\beta_{\text{зф}}/^\circ\text{C}$	$-2,28 \cdot 10^{-4}T - 1,40 \cdot 10^{-3}$	$-1,79 \cdot 10^{-4}T - 3,16 \cdot 10^{-3}$
Значение температурного коэффициента реaktivности для номинальной мощности $k_p(75 \leq T \leq 90)$, $\beta_{\text{зф}}/^\circ\text{C}$	$-(0,020 \pm 0,001)$	$-(0,018 \pm 0,001)$
Значение температурного эффекта реaktivности при выводе реактора на номинальный уровень мощности $\Delta\rho(15 \leq T \leq 95)$, $\beta_{\text{зф}}$	$-(1,12 \pm 0,06)$	$-(1,04 \pm 0,05)$

В таблице 1 приведены аппроксимационные, полученные с использованием метода наименьших квадратов, зависимости от температуры температурных эффекта и коэффициента реaktivности для активной зоны реактора СМ, загруженной новым и штатным топливом (5 г ^{235}U на твэл) в диапазоне изменения температуры от 15 до 95°C .

При поэтапной замене элементов КО (топливная подвеска и поглощающая часть) определили градуировочные характеристики КО, существенно отличающихся материальным составом топливной подвески и поглощающей части:

- поглощающая часть после двенадцати лет эксплуатации (выгоревший поглотитель), топливные подвески – штатные ТВС с выгоранием топлива 28–29 %;
- выгоревший поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием;
- необлученный поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием.

Полученную зависимость эффективности КО от глубины его погружения в активную зону нормировали на полную эффективность КО (при извлеченном органе его относительная эффективность равна нулю, при введенном в активную зону рабочем органе – единице). Усредненную зависимость относительной эффективности КО от их положения в активной зоне аппроксимировали полиномом вида

$$\rho(p) = A_4 \left(\frac{p}{p_{\max}} \right)^4 + A_3 \left(\frac{p}{p_{\max}} \right)^3 + A_2 \left(\frac{p}{p_{\max}} \right)^2 + A_1 \left(\frac{p}{p_{\max}} \right),$$

где ρ – эффективность органа, отн.ед.; A_1, A_2, A_3, A_4 – коэффициенты, полученные методом наименьших квадратов; p – глубина погружения РО в активную зону, мм по указателю положения (0 мм – извлечен, 450 мм – КО введен в активную зону); p_{\max} – максимальная глубина погружения КО в активную зону, мм.

Полученные таким образом усредненные (по четырем органам) коэффициенты градуировочных кривых КО представлены в табл. 2.

Из сравнения коэффициентов полиномов, описывающих градуировочные характеристики КО, следует, что при замене ТВС топливной подвески и поглотителя

**Характеристики градуировочных кривых КО
реактора СМ**

Таблица 2

Материальный состав РО	Коэффициенты полинома 4-й степени				$\sigma_s^*, \%$
	A_4	A_3	A_2	A_1	
Выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.03 (выгорание 28–29%)	1,432	-4,454	3,757	0,266	1,6
Выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание 0%)	2,151	-6,188	5,042	-0,005	1,4
Необлученный поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание 0%)	2,224	-6,449	5,226	-0,001	1,6

*Относительное среднеквадратическое отклонение экспериментальных точек от аппроксимирующей кривой.

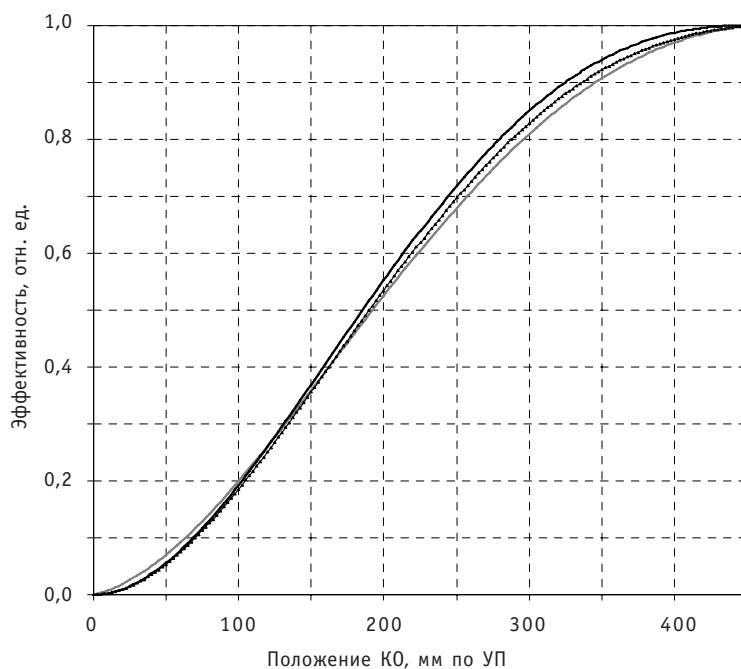


Рис. 3. Градуировочные кривые КО реактора СМ:
— выгоревший поглотитель, топливные подвески – штатные ТВС с выгоранием 28–29%;
• · • – выгоревший поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием;
— необлученный поглотитель, ТП – ТВС типа 184.08 с нулевым выгоранием

ход градуировочной кривой несколько изменился, что наглядно подтверждается графиками, представленными на рис. 3.

Полная эффективность компенсирующих органов, отличающихся материальным составом топливной подвески и поглощающей части, была определена по результатам измерения их градуировочных характеристик при погруженном в активную зону центральном компенсирующем органе. Полученные результаты приведены в табл. 3.

Из представленных данных следует, что при замене «выгоревших» топливных подвесок на сборки с увеличенной загрузкой топлива эффективность КО в сред-

Таблица 3

Эффективности КО реактора СМ ($\beta_{\text{эф}}$)

Материальный состав КО	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	Сумма
Выгоревший поглотитель, топливная подвеска – штатная ТВС (выгорание 28–29%)	1,16±0,06	1,22±0,06	1,14±0,06	1,22±0,06	4,74±0,34
Выгоревший поглотитель, топливная подвеска – опытная ТВС (выгорание 0 %)	1,82±0,11	2,04±0,12	1,88±0,11	1,96±0,11	7,70±0,54
Необлученный поглотитель, топливная подвеска – опытная ТВС (выгорание 0 %)	1,83±0,11	2,07±0,12	2,09±0,12	2,00±0,12	7,99±0,56

Таблица 4

Эффективность ЦКО и КО реактора СМ при крайних положениях ЦКО

Положение Р0 по указателю положения, мм		Эффективность, $\beta_{\text{эф}}$					
ЦКО	КО-1–4	ЦКО	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	КО-1–4
350*	215	5,9±0,3	1,9±0,1	2,0±0,1	2,4±0,1	2,1±0,1	8,4±0,5
67	450	3,9±0,2	2,4±0,1	2,4±0,1	3,0±0,2	2,6±0,1	10,4±0,6

* – рабочий орган введен в активную зону

Таблица 5

Эффективность АР реактора СМ при различном положении ближайшего КО

Положение КО-1, мм	Эффективность АР-1, $\beta_{\text{эф}}$	Положение КО-3, мм	Эффективность АР-2, $\beta_{\text{эф}}$
450	0,005±0,001	450	0,014±0,001
0	0,074±0,003	0	0,174±0,005

Таблица 6

Эффекты реактивности при перегрузке ТВС с увеличенной загрузкой топлива в реакторе СМ ($\beta_{\text{эф}}$)

№ ячеек	ТВС 184.08 с выгоранием		ТВС 184.09 с выгоранием		ТВС 184.10 с выгоранием	
	0%	40%	0%	40%	0%	40%
53, 54, 62, 65, 72, 75, 83, 84	2,3±0,1	0,9±0,1	– ¹⁾	–	1,7±0,1	0,7±0,1
43, 44, 61, 66, 71, 76, 93, 94	1,5±0,1	0,4±0,1	1,2±0,1	0,4±0,1	1,1±0,1	0,4±0,1
52, 55, 82, 85	1,5±0,1	0,4±0,1	1,2±0,1	0,3±0,1	1,1±0,1	0,3±0,1
42, 45, 51, 56, 81, 86, 92, 95	1,1±0,1	0,5±0,1	–	–	–	–

¹⁾ ТВС данного типа не устанавливается в указанные ячейки

суммарная эффективность КО снижается в 1,24 раза. По мере извлечения КО эффективность ЦКО увеличивается до 1,5 раза.

Эффективности РО АР-1,2 в наибольшей степени зависят от глубины погружения в активную зону ближайшего КО, поэтому их определяли при различном положении КО-1 и КО-3. Полученные результаты представлены в табл.5.

Таким образом, при полном извлечении ближайшего КО эффективность РО АР увеличивается в 12 – 14 раз.

Получено, что значения эффективности органов СУЗ для активной зоны реактора СМ с новым топливом не выходят за паспортные диапазоны для проектного состояния активной зоны.

Для уточнения значений эффектов реактивности, полученных в экспериментах на критсборке, и исследования влияния перегрузки топлива с реальным выгоранием топлива на реактивность активной зоны на реакторе были проведены измерения эффектов реактивности от выгрузки опытных ТВС из различных ячеек (см. рис.1) активной зоны. В эксперименте определяли изменение подкритичности от выгрузки ТВС с различным выгоранием топлива из полностью загруженной опытными тепловыделяющими сборками активной зоны.

По результатам анализа значений эффектов реактивности при перегрузке ТВС с увеличенной загрузкой топлива, полученных в экспериментах, на критсборке и реакторе установлены значения эффектов реактивности (табл. 6), которые используют при планировании перегрузок реактора СМ с новым топливом.

Таким образом, в результате экспериментальных исследований в условиях активной зоны реактора СМ, полностью загруженной опытными ТВС с увеличенной загрузкой топлива, определены значения мощностного коэффициента реактивности и температурного эффекта реактивности, градуировочные характеристики КО с различным составом топливной подвески и поглощающей части, эффективности рабочих органов (РО) СУЗ, эффекты реактивности от загрузки в активную зону опытных ТВС с различным выгоранием топлива, которые вошли в пояснительную записку модернизированной активной зоны и используются при эксплуатации реактора.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности /Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991.
2. Цыканов В.А., Святкин М.Н., Клинов А.В., Старков В.А. Модернизация активной зоны реактора СМ /Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии»: Сб. докладов. Т. 2. Ч. 1 (Димитровград, 25–29 июня 2001 г.). – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2002. – С. 3–16.
3. Клинов А.В., Малков А.П., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны /Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке»: Тез. докладов. – Москва: ФГУП НИКИЭТ, 2006. – С. 28.

Поступила в редакцию 31.08.2009

ПОДКРИТИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ: РАСЧЕТНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И ХАРАКТЕРИСТИКИ ПУЧКОВ

Ю.А. Кураченко

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



Описана расчетная технология применения комбинированных методик для нейтронных пучков нового класса облучающих установок. Применимельно к задачам нейтронозахватной терапии получены «*in air*» и «*in phantom*» характеристики пучков. Показано, что новые установки, сочетающие безопасность и простоту технологии изготовления и эксплуатации, по качеству пучков практически не уступают существующим и проектируемым реакторным установкам для нейтронозахватной терапии.

ВВЕДЕНИЕ

В работе [1] предложен новый класс ядерно- и радиационно безопасных нейтронных облучающих установок, основанных на глубоко подкритических сборках ($k_{eff} \leq 0.90$), которые «подсвечиваются» ускорителями заряженных частиц. В настоящей работе пучок одной из предложенных подкритических сборок (ПКС), использующий реакцию ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ при энергии дейтонов 16 МэВ, исследован на соответствие критериям качества [2] для нейтронозахватной терапии (НЗТ). Как показано в [3, 2], «вторичные» критерии «*in air*» для композиций относительно небольшой оптической толщины могут быть рассчитаны методом Монте-Карло с использованием оценки «поток в детекторе». Но «первичные» [2] критерии «*in phantom*», требующие расчета транспорта излучений в ткани фантома, могут быть получены только посредством численного решения уравнения переноса с использованием комбинированных методик [4]. Эти методики объединяют программы расчета методом Монте-Карло [5, 6] и методом дискретных ординат [7] для обеспечения адекватного моделирования транспорта излучений от источника по каналу вывода к облучаемому объекту. Следует подчеркнуть, что для рассматриваемых установок применение оценки «поток в детекторе» по программе MCNP дает недостаточно надежные результаты из-за наличия большого объема рассеивателя (~ 20 т свинца), что показано в [8]. Из этого следует, что результаты, получаемые с помощью программы MCNP, должны быть верифицированы расчетом по независимой методике.

РАСЧЕТНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

Решение задачи определения характеристик «*in air*» и «*in phantom*» выполнено в такой последовательности:

© Ю.А. Кураченко, 2009

- расчет энергоуглового распределения нейтронов и фотонов реакции ${}^9\text{Be}(\text{d},\text{n}){}^{10}\text{B}$ с помощью программы MCNPX [6];
- применение полученного распределения в качестве источника в расчетах характеристик «*in air*» параллельно по программам MCNP [5] и КАСКАД [7];
- получение характеристик «*in phantom*» независимыми расчетами по программам MCNP и КАСКАД.

Применение известной отечественной 2D-программы КАСКАД стало возможным на основании осевой симметрии модели установки (рис. 1), при этом коническая часть коллимационной системы моделировалась цилиндрическими кольцами достаточно малых размеров ($\Delta r, \Delta z \sim 0.5$ см). На рисунке 1 представлен один из вариантов оптимизированного блока вывода [1] с цилиндрическим фантомом¹ на выходе ($\varnothing \times h = 30 \times 20$ см²).

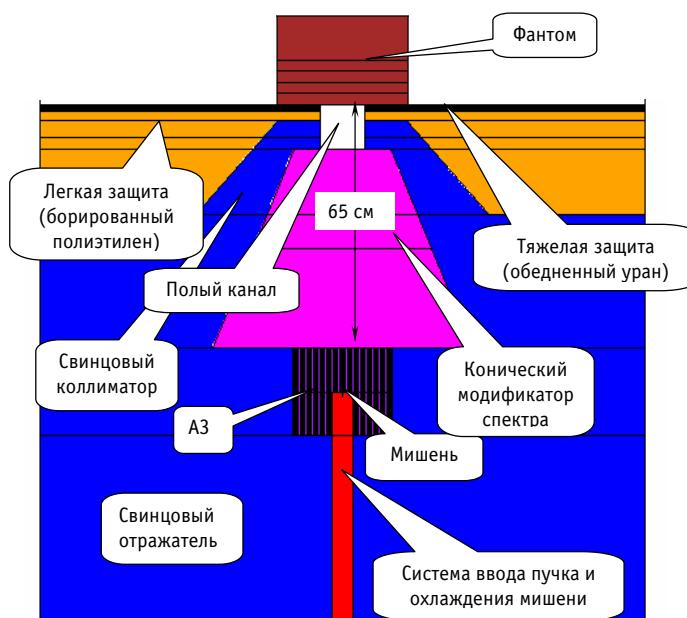


Рис. 1. Осьное сечение основной расчетной модели

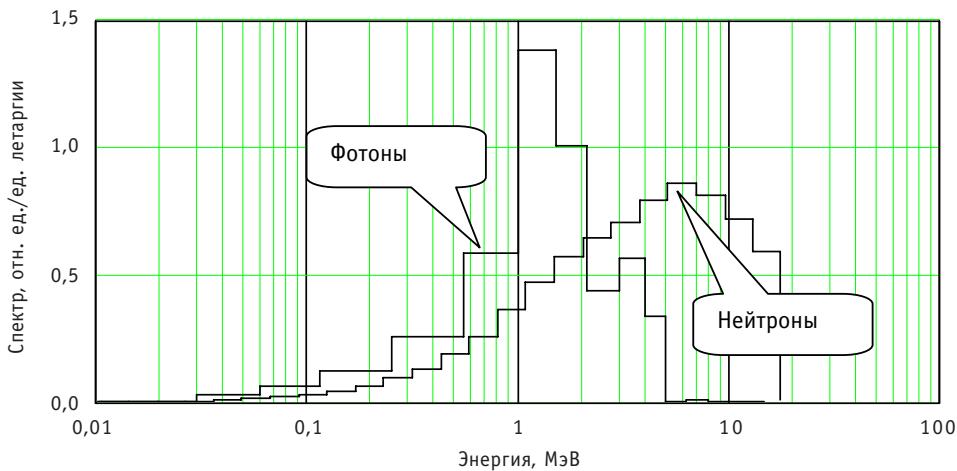
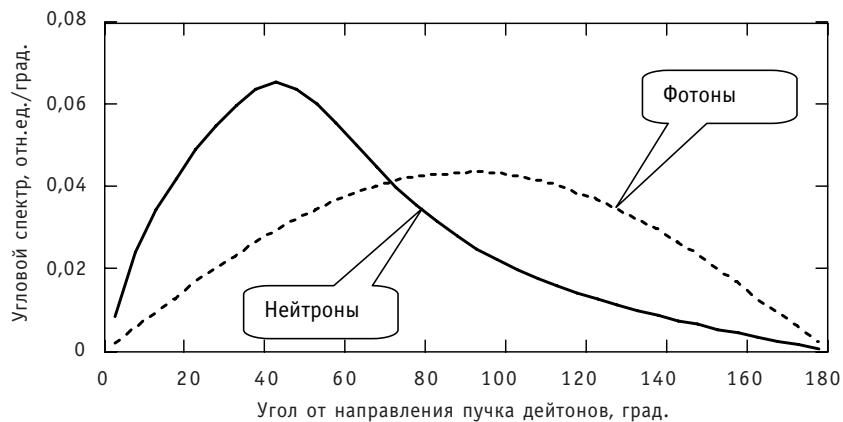
Интегральные характеристики нейтронов и фотонов источника, полученные с помощью программы MCNPX, представлены на рис. 2, 3. В последующих расчетах характеристик пучка по программам MCNP и КАСКАД использовались, естественно, дифференциальные по углу и энергии данные источника с шагом по угловой переменной 5°. Энергетическая зависимость нейтронов источника в дальнейших расчетах по программе MCNP представлена 30 группами равной (по летаргии) ширины в диапазоне 0.001–15 МэВ. В расчетах по программе КАСКАД использовалось групповое представление библиотеки БНАБ 78/80 [10]: 28 энергетических групп для нейтронов и 15 групп для фотонов.

Спектры $S(E)$ на рис. 2, 3 представлены в одинаковой нормировке

$$\int_0^\infty S(E)dE = 1, \quad (1)$$

поэтому необходимо отметить, что абсолютные значения выхода нейтронов и

¹ Состав: четырехкомпонентный фантом ткани МКРЕ [9] плотностью 1.0 г/см³, принятый международным сообществом для однозначного сопоставления моделей и результатов.

Рис. 2. Интегральные по углу энергетические спектры выхода реакции ${}^9\text{Be}(\text{d},\text{n}){}^{10}\text{B}$ Рис. 3. Интегральные по энергии угловые спектры выхода реакции ${}^9\text{Be}(\text{d},\text{n}){}^{10}\text{B}$

фотонов различаются существенно: $5.82 \cdot 10^{-3}$ и $2.27 \cdot 10^{-6}$ част./дейтон соответственно. При этом различаются и средние энергии продуктов реакции: 4.43 МэВ (нейтроны) и 1.21 МэВ (фотоны). Учитывая представленные характеристики выхода продуктов реакции, а также то, что блок вывода пучка содержит большое количество тяжелого материала (рис. 1), в дальнейших расчетах по программе MCNP фотоны «поджигающей» реакции не учитывались. В расчетах по программе КАСКАД фотоны источника учитывались, но анализ окончательных результатов (как «*in air*», так и «*in phantom*») показал их пренебрежимо малый вклад.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Характеристики «*in air*»

На рисунке 4 представлены спектральные распределения нейтронов, полученные с помощью двух программ, а в табл. 1 приведены основные характеристики «*in air*» [2]. Для сопоставления приведены также данные для пучка проектируемой медицинской реакторной установки (РУ) «МАРС» [3], блок вывода которого представлен на рис. 5.

Данные (рис. 4) свидетельствуют о практическом совпадении всех трех спектров в важнейшей для НЗТ области промежуточных нейтронов. Различия в спектрах при $E > 0.2$ МэВ для ПКС могут быть следствием а) гомогенизации активной

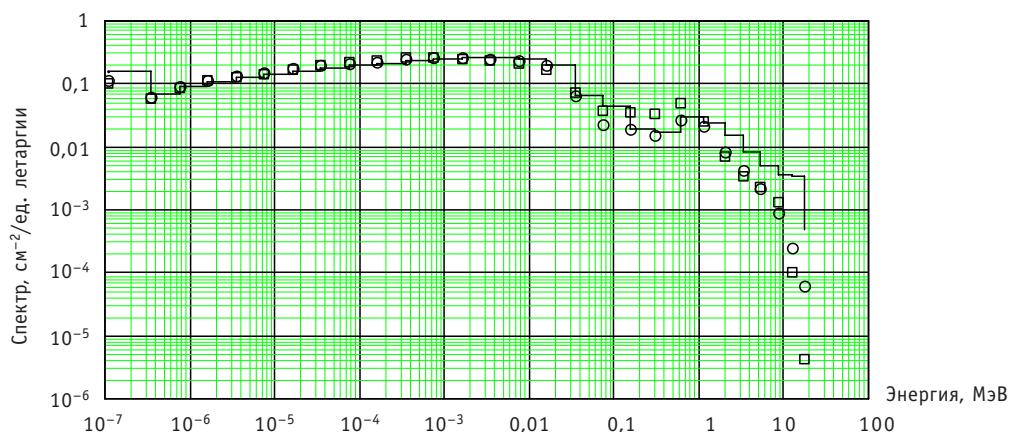


Рис. 4. Спектральные характеристики нейтронов на выходе канала (каждый спектр нормирован на свой полный флюенс): — — MCNP; ○ — КАСКАД; □ — РУ «МАРС»

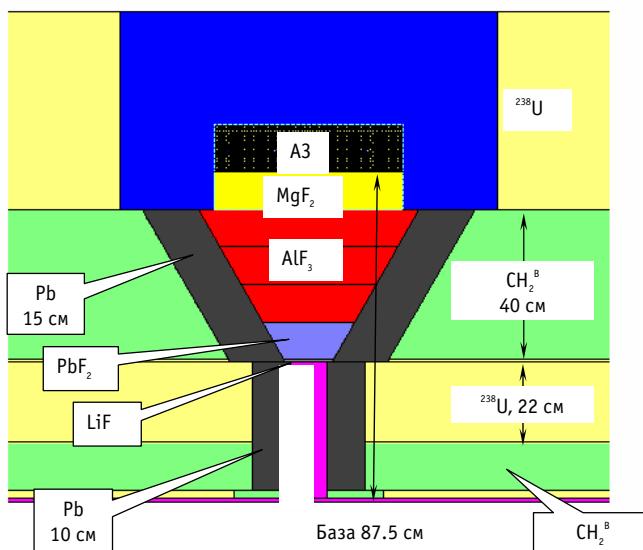


Рис. 5. Осевое сечение блока вывода пучка РУ «МАРС»

Таблица 1

Характеристики «in air» пучка для НЗТ

	Φ_{epi} $\text{см}^2 \text{с}^{-1}, 10^9$	E_{over} МэВ	D_r сГр/мин	D/Φ_{epi} сГр·см ² , 10^{-11}	$D_{\text{fast}}/\Phi_{\text{epi}}$ сГр·см ² , 10^{-11}	$J_{\text{epi}}/\Phi_{\text{epi}}$
Желательные значения	≥ 1	—	0	$< 2 - 5$	$< 2 - 5$	≥ 0.7
КАСКАД	0.987	0.0269	2.93	4.95	18.4	0.71
MCNP	1.01	0.0489	3.52	5.80	24.1	0.77
РУ «МАРС»	0.553	0.0337	2.13	6.42	14.6	0.77

зоны в расчетах по программе КАСКАД и b) проблемной ориентированности библиотеки БНАБ (расчет реакторов деления и их защиты). В этой связи следует отметить, что средняя энергия нейтронов деления 1.98 МэВ (деление ^{235}U тепловыми нейтронами), а средняя энергия нейтронов реакции $^{9}\text{Be}(\text{d},\text{n})^{10}\text{B}$ – 4.43 МэВ. Отли-

чие спектров ПКС от спектра РУ «МАРС», кроме того, обусловлено различием коллимационных систем блока вывода для этих двух установок. В частности, суммарная толщина модификатора спектра для РУ «МАРС» на 5 см больше, чем для ПКС. Кроме того, различаются материалы отражателей и защиты и общие габариты блоков вывода пучков. В целом излучение на выходе канала ПКС более «жесткое», чем на выходе РУ «МАРС». Это обусловлено не только различием источников для двух сопоставляемых установок, но и меньшими габаритами ПКС в направлении пучка, что необходимо при обеспеченииенной должной защиты от излучений [1], для удержания требуемой интенсивности эпитетлового пучка и, соответственно, приемлемого времени экспозиции.

В таблице 1 представлены плотности потока эпитетловых нейтронов на выходе пучка, средние энергии нейтронов, мощности доз гамма-излучения, а также отношения дозы гамма-излучения и дозы быстрых нейтронов к эпитетловому потоку. Отношения «вредных» доз к эпитетловому потоку характеризуют, в известной степени, лучевую нагрузку на здоровую ткань. В последнем столбце таблицы представлено отношение «ток-поток» для эпитетловых нейтронов, характеризующее направленность пучка и, тем самым, проникающую способность «полезных» нейтронов. В этой связи следует отметить, что расчетные оценки деформации углового распределения в ткани показывают, что направленность пучка быстро «размывается» при транспорте в ткани, поэтому различие J_{epi}/Φ_{epi} в диапазоне 0.7–1.0 на входе пучка (*«in air»*) несущественно начиная с небольших глубин в ткани (1.5–2 см).

В целом характеристики пучка ПКС *«in air»*, как свидетельствуют данные табл. 1, вполне удовлетворительно согласуются для двух примененных расчетных методик и не уступают характеристикам пучка РУ «МАРС». Следует отметить, что в полной мере критериям *«in air»*, сформулированным как «желательные» в первой строке табл. 1, не удовлетворяют пучки ни одной из установок – как существующей, так и проектируемой.

Характеристики *«in phantom»*

Достаточно подробно критерии пучка *«in phantom»* описаны в [2], поэтому здесь кратко укажем только те из них, которые далее сопоставляются:

- предельная глубина «выигрыша» AD^2 – глубина x в ткани, на которой доза в опухоли становится равной максимальной дозе в ткани: $D_{tumor}(x) = D_{tissue}^{\max}$; именно до этой глубины применение технологии НЗТ является эффективным;
- «выигрыши» AR^3 – отношение интегралов по глубине ткани, характеризующее степень «вредного» воздействия на здоровую ткань,

$$\bullet \quad AR = \frac{\int_0^{AD} D_{tumor}(x) dx}{\int_0^{AD} D_{tissue}(x) dx}; \quad (2)$$

- мощность дозы в опухоли на предельной глубине «выигрыша» $ADDR^4$ – $D_{tumor}(AD)$; это «клинический» критерий, определяющий время необходимой экспозиции, – чем больше $ADDR$, тем меньше это время при прочих равных;

- мощность фоновой дозы в здоровой ткани на один нейtron (без «борной» составляющей) BD^5 ; этот критерий характеризует роль «не нейтронозахватных» компонент дозы, и чем он меньше, тем эффективнее НЗТ;

² Advantage Depth

³ Advantage Ratio

⁴ Advantage Depth Dose Rate

⁵ Background Dose

⁶ Therapeutic Ratio

• терапевтическое отношение TR^6 – отношение «полезной» дозы в опухоли на глубине x к максимальной «вредной» дозе в ткани на оси пучка:

$$TR(x) = \frac{D_{tumor}(x)}{D_{tissue}^{\max}}. \quad (3)$$

В таблице 2 представлены первые четыре из описанных выше характеристик «in phantom» пучков для НЗТ некоторых действующих и проектируемых реакторов в сопоставлении с данными для предлагаемой установки с ПКС. Начинает таблицу эталонный для НЗТ пучок на реакторе с конвертером тепловых нейтронов (КТН), затем следуют два пучка, применяемых для НЗТ. Пучок на реакторе TAPIRO находится на стадии предклинических исследований. Более подробная информация об этих пучках в [2].

Таблица 2

Характеристики существующих и проектируемых пучков для НЗТ

Реактор	MIT США	Studsvik AB Швеция	Espoo Финлд.	TAPIRO Италия	РУ«МАРС»	ПКС
Мощность, МВт	5	1	0.25	0.005	0.010	0.001
$\Phi_{epi}, 10^9 \text{ см}^{-1} \text{с}^{-1}$	4.2	1.4	1.1	0.8	0.55	1.0
$AD, \text{ см}$	9.7	8.4	9.0	9.4	7.9	8.3
AR	5.0	4.9	5.8		5.2	4.9
$ADDR,$ сГр-экв. /мин	172	67	45	32	33	43

Из представленных в табл. 2 данных следует, что качество пучка ПКС для задач НЗТ практически не уступает качеству пучков существующих и проектируемых реакторов. Исключением является пучок реактора MIT [11], который из-за наличия КТН существенно выделяется из всех по критерию $ADDR$. Но следует отметить, что по совокупности характеристик (мощность установки, безопасность эксплуатации, габариты и т.д.) ПКС находится вне конкуренции.

В таблице 3 приведена пространственная зависимость критерия BD для РУ «МАРС» и ПКС; эталонный пучок представлен одним значением на неуказанный глубине. Представленные в таблице данные свидетельствуют, что и по данному критерию пучок ПКС не уступает эталонному пучку MIT на глубинах в ткани, наиболее значимых для НЗТ.

Представляет известный интерес пространственное распределение компонент дозы, приведенное, в частности, в [2] для ниши экспериментальных устройств реактора ВВРц, пучок которой по своим характеристикам практически не уступа-

Таблица 3

**Отношение фоновой мощности дозы в ткани
к плотности полного потока нейтронов
(BD , Гр-экв. $\text{см}^2/\text{нейtron}$)**

Установка	Глубина в ткани, см			
	2	4	6	8
MIT	$2.8 \cdot 10^{-12}$			
РУ «МАРС»	$1.43 \cdot 10^{-12}$	$1.63 \cdot 10^{-12}$	$2.14 \cdot 10^{-12}$	$3.27 \cdot 10^{-12}$
ПКС	$1.74 \cdot 10^{-12}$	$1.98 \cdot 10^{-12}$	$2.53 \cdot 10^{-12}$	$3.50 \cdot 10^{-12}$

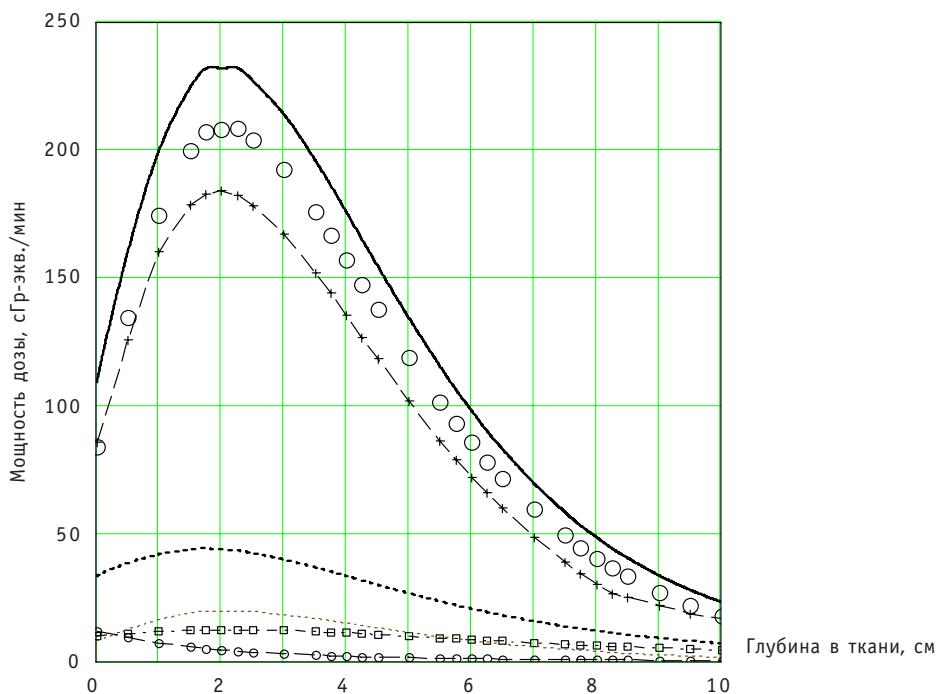


Рис. 6. Мощности доз в опухоли и ткани и их компоненты для пучка ПКС. Для сопоставления представлено распределение дозы в опухоли для пучка РУ «МАРС»: — — — — — доза в опухоли; - - - - - доза в ткани; ●●● — доза быстрых нейтронов; ■■■ — доза гамма-излучения; ○○○ — борная составляющая дозы в опухоли; - - - - - борная составляющая дозы в ткани; ++++ — доза в опухоли (РУ «МАРС»)



Рис. 7. Терапевтическое отношение в зависимости от глубины в ткани: — — — — — расчет по программе КАСКАД; ○○○ — расчет по программе MCNP; ■■■ — РУ «МАРС»; ●●● — эталонный пучок реактора MIT

ет эталонному. На рисунке 6 представлены компоненты мощности дозы в опухоли и ткани для пучка ПКС в сопоставлении с дозой в опухоли для пучка РУ «МАРС». Из представленных данных видно, что в полном соответствии с характеристиками «*in air*» доза в опухоли, создаваемая пучком ПКС, больше дозы, создаваемой пучком РУ «МАРС». Но пространственное распределение этих доз подобно, что свидетельствует о достаточной близости спектральных и пространственных распределений излучений в ткани, формируемых коллимационными системами и прилегающей защищой от излучений обоих пучков.

На рисунке 7 представлена, пожалуй, наиболее информативная характеристика «*in phantom*» – терапевтическое отношение. Данные рис. 6 свидетельствуют о том, что и по терапевтическому отношению пучок ПКС не уступает пучку специализированной медицинской РУ «МАРС» и достаточно близок по этой характеристике к эталонному значению пучка МИТ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетные технологии, развитые и примененные для получения функционалов полей излучений установок нового класса, показали состоятельность. Отметим особенности этих технологий и их применения.

1. Единственный тип оценки, который может быть результативно применен при решении данных задач глубокого проникновения по программам MCNPX/MCNP, – оценка «потока в детекторе». Эта оценка в данном случае при наличии больших габаритов и масс рассеивателей (~ 20 т свинца) не является надежной. В частности, решение имеет медленную и немонотонную сходимость и т.п.

2. Применение программы решения уравнения переноса методом дискретных ординат (КАСКАД) также вызывает сомнения в надежности получаемых результатов. Прежде всего геометрическая модель установки для расчетов по программе КАСКАД отличается от «точной» модели, принятой в расчетах методом Монте-Карло: *a*) активная зона установки в расчетах по 2D-программе КАСКАД с необходимостью гомогенизировалась и *b*) конический коллиматор установки в расчетах по программе КАСКАД моделировался набором ступенчатых цилиндрических колец.

Отметим, что гомогенизация компактной и резко гетерогенной активной зоны с высокой плотностью материала оказывает сильное влияние даже на ее интегральные характеристики. Так, если для «точной» геометрии расчет по программе MCNP дает $k_{eff} \approx 0.90$, то для гомогенизированной активной зоны это уже $k_{eff} \approx 0.93$; расчет же по программе КАСКАД дает $k_{eff} \approx 0.96$. Такие расхождения с неизбежностью порождают сомнения в надежности результатов.

Применяемая в расчетах по программе КАСКАД библиотека БНАБ ориентирована на расчет реакторов и их защиты. Но спектральное распределение излучений в реакторных установках (особенно в активной зоне и ее ближней окрестности) резко отличается от спектра нейтронов источника в ПКС (рис. 2).

3. Расчетные исследования позволили снять сомнения в надежности получаемых результатов: данные, полученные по описанным двум методикам, согласуются вполне удовлетворительно. В дополнение к приведенным выше результатам расчетов укажем, что значения полного потока нейтронов на выходе пучка ПКС, полученные с помощью программ MCNP и КАСКАД, различаются лишь на $\sim 6.5\%$.

4. Специфика переноса излучений в ПКС потребовала применения достаточно густых пространственных и угловых сеток в расчетах по программе КАСКАД. Так, типичное разбиение содержало сетку ~ 1500 угловых направлений по полярному углу, причем эта сетка была резко сгущена в направлении пучка.

Что же касается собственно характеристик новых облучающих систем, то результаты расчетных исследований, часть которых приведена в работе, позволили сделать вывод о вполне приемлемом качестве оптимизированных пучков ПКС применительно к задачам НЭТ. При этом предложенные установки обладают очевидными преимуществами:

- абсолютная ядерная и радиационная безопасность;
- простота сооружения и эксплуатации;
- малая загрузка топлива (1.5–1.8 кг ^{235}U при обогащении 17%);
- отсутствие системы СУЗ;
- отсутствие системы охлаждения;
- отсутствие движущихся частей установки;
- изготовление из существующих конструктивных элементов и материалов, испытанных длительной практикой;
- относительно малые габариты.

Литература

1. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Подкритические системы для нейтронозависимой терапии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №3. – С. 47–56.
2. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 139–149.
3. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко А. В., Матусевич Е.С. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора «МАРС»//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №4. – С. 36–48.
4. Кураченко Ю.А. Расчетные технологии для реакторных пучков медицинского назначения//Альманах клинической медицины, т. XVII, Часть 1. – М.: МОНИКИ – 2008. – С. 346–349.
5. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team/LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
6. MCNPX Users Manual Version 2.4.0. Authors: MCNPX Publishing Team/LA-CP-02-408. September 2002.
7. Voloschenko A.M., Shwetsov A.V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code/Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics (Pittsburgh, USA, April 28 – May 2). V. 5. – P. 30.34-1. 1991.
8. Кураченко Ю.А. Оптимизация блока вывода реакторного пучка для лучевой терапии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 129–138.
9. Photon, Electron, Proton and Neutron Interaction Data for Body Tissues. ICRU Report 46; 1992.
10. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н. и др. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. Справочник – М.: Энергоиздат, 1981.
11. Zamenhof R.G., Clement S.D., Harling O.K., Brenner J.F., Wazer D.E., Madoc-Jones H., Yanch J.C. Monte Carlo Based Dosimetry and Treatment Planning for Neutron Capture Therapy of Brain Tumors, In: Proceedings of an International Workshop on Neutron Beam Design, Development, and Performance for Neutron Capture Therapy, Harling O.H., Bernard J.A., Zamenhof R.G., (eds.), Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, (March 29–31, 1989).

Поступила в редакцию 03.11.2008

СИСТЕМАТИЗАЦИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ТЕПЛООБМЕНА В СБОРКАХ ТВЭЛОВ И НЕКОТОРЫЕ ЗАДАЧИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ОХЛАЖДЕНИЯ

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин

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



Систематизируются сведения по теплоотдаче и температурным полям твэлов в треугольной и квадратной решетках, обтекаемых жидкими металлами. Подчеркивается необходимость подробных дополнительных исследований для квадратной решетки твэлов.

Сведения по расчету коэффициентов теплоотдачи и максимальных неравномерностей температуры по периметру твэлов с жидкостным охлаждением получены в ГНЦ РФ-ФЭИ для треугольных решеток твэлов в широких интервалах изменения определяющих параметров (шаг решеток твэлов $1,0 \leq s/d \leq 2,0$, число Пекле $1 \leq Pe \leq 4000$, число Прандтля $0,007 \leq Pr \leq 0,03$, параметр эквивалентной теплопроводности твэлов $0,02 \leq \varepsilon \leq 16$). Они позволили выявить основные закономерности теплообмена в решетках твэлов с жидкостным охлаждением. Формулы носят универсальный характер, т. к. применимы для любых цилиндрических твэлов с охлаждением жидким металлом. Вместе с тем для квадратных решеток твэлов требуется проведение соответствующих исследований, на что обращается внимание в данной статье.

Отметим особенности теплообмена, имеющие место в сборках цилиндрических твэлов, обтекаемых жидким металлом.

Центральные твэлы составляют регулярную (бесконечную) зону ТВС. Они окружены ячейками одинаковой геометрии и работают в симметричных условиях: в ячейках наблюдаются одинаковые расходы и подогревы теплоносителя. Характер температурных полей обычно косинусоидальный (или близкий к нему) с шестью максимумами и шестью минимумами для треугольной решетки по периметру твэла. Для квадратной решетки имеют место четыре максимума и четыре минимума. Неравномерности температуры – это разности максимумов и минимумов температуры в узких и широких местах ячеек соответственно на периметре $\Delta\phi=30^\circ$ ($\Delta\phi=45^\circ$ для квадратной решетки). В условиях $q=\text{const}$ (по длине канала) происходит тепловая стабилизация.

Периферийные (пристенные) твэлы окружены ячейками разной геометрии, в которых наблюдаются разные расходы теплоносителя, подогревы в ячейках не одинаковы, что определяет несимметричные условия работы твэлов. Характер температурных полей связан с общей неравномерностью температуры на всем пери-

© А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, 2009

метре твэла ($\Delta\phi \sim 180^\circ$), обычно заметно превышающей неравномерность температуры центральных твэлов и приближенно описываемой первой гармоникой разложения температурного поля в ряд Фурье. В условиях $q=\text{const}$ (по длине канала) стабилизация часто отсутствует.

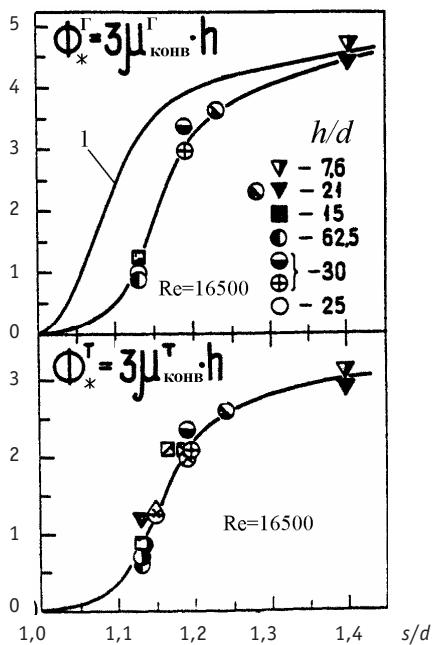


Рис. 1. Межканальный конвективный обмен при дистанционировании твэлов «ребро по ребру» (треугольная решетка твэлов).

Обмен массой (Γ) и теплом (T).

1 – дистанционирование твэлов «ребро по оболочке» (для сравнения)

дистанционирующих устройств на межканальное перемешивание и степень турбулизации потока; неравномерностью распределения теплоносителя по ячейкам различной геометрии (центральные, периферийные каналы) и т.д.

Обобщенные зависимости (рис. 1) для конвективных коэффициентов межканального обмена (μ) в треугольных решетках твэлов с проволочными навивками типа «ребро по ребру» соответствуют формулам (для квадратной решетки твэлов данные отсутствуют)

$$\left. \begin{aligned} \mu_{\text{конв } ij}^{\Gamma} &= \pm \frac{V_{\max}}{V_{\text{ц.я.}}} \sin^2 2 \left(\frac{2\pi Z}{h} - \alpha_{ij} \right), \\ \mu_{\text{конв}}^{\Gamma} &= \frac{1}{3h} \Phi_{*}^{\Gamma}(x) \Psi(\text{Re}), \\ \mu_{\text{конв}}^T &= \gamma \mu_{\text{конв}}^{\Gamma}, \\ \gamma &= 0,7, \\ \Phi_{*}^{\Gamma}(x) &= 2,16 - 3,16 e^{-1210(x-1)^4} + 1, \\ \Psi(\text{Re}) &= 1,085 - 0,754 \exp(-0,132 \cdot 10^{-3} \text{Re}), \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

где $1,01 \leq x = s/d \leq 1,4$; $5 < h/d < 65$; $5 \cdot 10^3 \leq \text{Re} \leq 10^5$; h – шаг навивки; V – расход; Γ – гидродинамический; T – тепловой; конв. – конвективный; ц.я. – центральные ячейки ij ; \max – максимальный.

Жидкие металлы имеют большие коэффициенты теплопроводности, но малые коэффициенты объемной теплоемкости. Большие подогревы теплоносителя и высокие коэффициенты теплообмена приводят к тому, что профиль температуры поверхности твэлов, омываемых жидкими металлами, определяется, в основном, локальными подогревами теплоносителя, а не локальными коэффициентами теплообмена. Вышесказанное в особой мере относится к периферийным твэлам, по периметру которых имеют место особенно большие разности в подогревах теплоносителя, а следовательно, и неравномерности температуры.

Взаимосвязанность каналов ТВС. Формирование полей скорости и температуры в ТВС реакторов, представляющих собой систему взаимосвязанных каналов, между которыми осуществляется обмен массой, импульсом и теплом (рис. 1), имеют особенности по сравнению с изолированными каналами. Помимо массообмена между каналами, эти особенности определяются болееенным, чем в изолированных каналах, влиянием случайных геометрических отклонений (прогибы, сдвиги твэлов) на распределение расходов; влиянием

Параметр эквивалентной теплопроводности твэлов объединяет свойства теплопроводности компонентов твэла в единый безразмерный параметр эквивалентной теплопроводности твэла $\varepsilon = \varepsilon_{k_0}$, что уменьшает число определяющих параметров в критериальных зависимостях, приводя их к виду

$$\left. \begin{aligned} \overline{\text{Nu}} &= \frac{\bar{\alpha}}{\lambda_f} \frac{d_\Gamma}{R} = f_1(\text{Re}, \text{Pr}, x, \varepsilon) \\ \frac{t_w^{\max} - t_w}{\bar{q}} \lambda_f &= f_2(\text{Re}, \text{Pr}, x, \varepsilon) \end{aligned} \right\}, \quad (2)$$

где \bar{q} , $\bar{\alpha}$ – средний по периметру твэла тепловой поток и коэффициент теплоотдачи соответственно; $R=d/2$ – внешний радиус оболочки твэла; $x=s/d$ – относительный шаг твэлов (s – расстояние между центрами твэлов); λ_f – теплопроводность теплоносителя; d_Γ – гидравлический диаметр бесконечной решетки твэлов:

- для треугольной решетки $d_\Gamma = d \left[\left(\frac{2\sqrt{3}}{\pi} \right) x^2 - 1 \right]$,
- для четырехугольной – $d_\Gamma = d \left[\left(\frac{4}{\pi} \right) x^2 - 1 \right]$.

Первая зависимость дает возможность определять среднюю по периметру твэла температуру поверхности (\bar{t}_w), а вторая – максимальное отклонение температуры от среднего значения – $(t_w^{\max} - \bar{t}_w)$ (неравномерность температуры). Часто рассматривают неравномерность $(t_w^{\max} - t_w^{\min})$.

Параметр $\varepsilon = \varepsilon_{k_0}$ рассчитывается по основной гармонике разложения температурного поля твэла в ряд Фурье ($k_0=6$ и 4 для треугольной и квадратной решеток соответственно). Он важен для тесных решеток твэлов ($x=s/d < 1,3$), когда по периметру твэлов имеют место неравномерности температуры.

Параметр ε для цилиндрических твэлов находят из выражений, приведенных в [1 – 4]. В частности, для твэла без оболочки

$$\varepsilon = \lambda_w / \lambda_f, \quad (3)$$

для твэла с одной оболочкой

$$\varepsilon = (\lambda_w / \lambda_f) (1 - m_1 \xi^{2k_0}) / (1 + m_1 \xi^{2k_0}), \quad (4)$$

где $\xi = R_1/R$ – относительная толщина оболочки (R_1 – внутренний радиус оболочки); $m_1 = \frac{\lambda_w - \lambda_t}{\lambda_w + \lambda_t}$; λ_t , λ_w , λ_f – теплопроводности топлива, оболочки и теплоносителя соответственно.

ТРЕУГОЛЬНАЯ РЕШЕТКА ТВЭЛОВ

Температурные поля и теплообмен в центральных зонах ТВС. Теплоотдача в «бесконечных» решетках твэлов рассчитывается по формуле [1, 3, 5, 6]

$$\text{Nu} = \text{Nu}_l + f(\varepsilon, s/d) \text{Pe}^{s/d}, \quad 1,0 \leq s/d \leq 2; \quad 0,1 \leq \varepsilon \leq \infty; \quad 1 \leq \text{Pe} \leq 4000, \quad (5)$$

где Nu_l – число Нуссельта для ламинарного течения теплоносителя (рис. 2); ε – параметр теплового подобия твэлов, рассчитанный по основной гармонике ($k=6$) [4]; $f(s/d)$ и $\phi(s/d)$ – эмпирические функции. В критериях за характерный размер принят эквивалентный гидравлический диаметр «бесконечной» решетки твэлов.

Значения Nu_l , f и ϕ систематизируются в табл. 1.

Структура формулы (5) полностью сохраняется лишь для диапазона относительных шагов $1,0 \leq x \leq 1,20$. Для других характерных значений x составляющие этой формулы упрощаются, например, для $x=1$; $1,2 \leq x \leq 2,0$ (см. табл.1).

Таблица 1

Формулы для расчета величин Nu_l , f и φ в соотношении (5) ($x=s/d$)

Параметр	$x=1,0$	$1 \leq x \leq 1,2$	$1,2 \leq x \leq 2$
Nu_l	$1,25 \left(1 - \frac{3,6}{4,2 + 2,5\epsilon^{0,86}} \right)$	$\left[7,55x - \frac{6,3}{x^{17x(x-0,81)}} \right] \times \\ \times \left[1 - \frac{3,6x}{x^{20}(1+2,5\epsilon^{0,86})+3,2} \right]$	$7,55x - 20x^{-13}$
f	$0,041 \left(1 - \frac{1}{\sqrt{1,24\epsilon + 1,15}} \right)$	$\frac{0,041}{x} \left[1 - \frac{1}{\frac{x^{30}-1}{6} + \sqrt{1,24\epsilon + 1,15}} \right]$	$\frac{0,041}{x^2}$
φ	0,65	$\varphi = 0,56 + 0,19x - \frac{1}{10x^{80}}$	$0,56 + 0,19x$

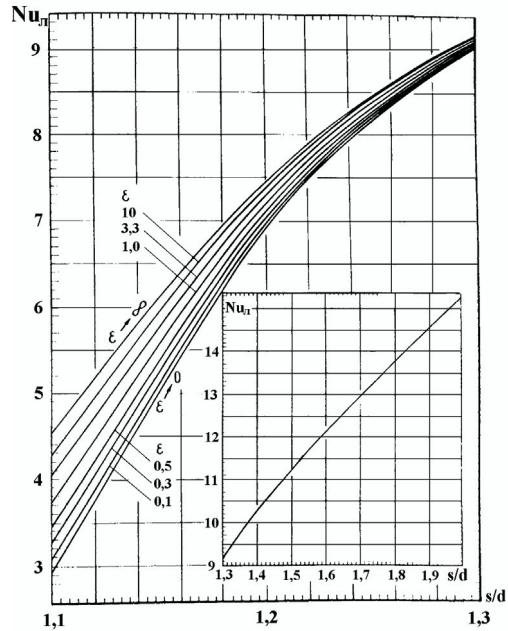
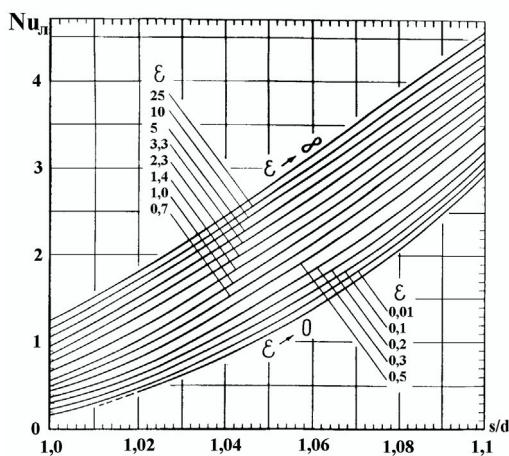


Рис. 2. Числа Нуссельта при ламинарном течении в треугольных решетках твэлов

Погрешность формулы (5) 15%.

Максимальные неравномерности температуры по периметру твэлов рассчитываются по формуле ($1,0 \leq s/d \leq 1,15$; $1,0 < Pe \leq 2000$; $\epsilon \geq 0,2$) [1, 3, 5, 7]

$$\Delta T = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{\bar{q}R} \lambda_f = \frac{\Delta T_l}{1 + \gamma(\epsilon)Pe^{\beta(s/d)}}, \pm 5\%, \quad (6)$$

где ΔT_l – неравномерность температуры при ламинарном режиме течения, определяемая по номограмме (рис. 3), $\gamma(\epsilon)$ и $\beta(s/d)$ – эмпирические функции:

$$\gamma(\epsilon) = (1 + 0,03\epsilon) \cdot 8 \cdot 10^{-3} \quad (6a)$$

$$\beta(s/d) = 0,65 + \frac{51 \lg(s/d)}{(s/d)^{20}}. \quad (6b)$$

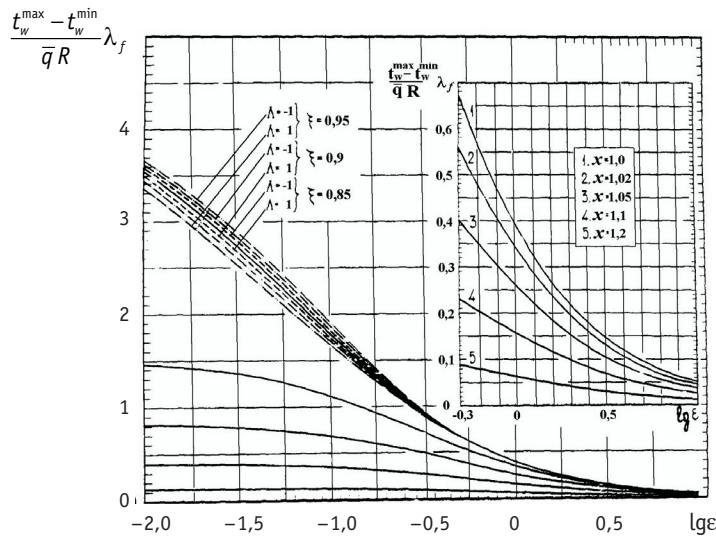


Рис. 3. Номограмма для определения максимальной неравномерности температуры твэлов треугольной решетки при ламинарном течении теплоносителя: $\Lambda = (\lambda_w - \lambda_T)/(\lambda_w + \lambda_T)$; $x = s/d$; $\xi = R_1/R$; $\epsilon = \epsilon_6$

Отклонение распределения температуры от косинусоидального может приближенно оцениваться по формуле

$$Z = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{t_w^{\max} - t_w^{\min}} \lambda_f = 0,9 + A_1(s/d) + A_2(s/d) - A_3(s/d, \epsilon), \quad (7)$$

$$A_1(s/d) = 0,1 \{1 - \exp[-10(s/d - 1)]\}, \quad (7a)$$

$$A_2(s/d) = 0,2 \exp[-50(s/d - 1)], \quad (7b)$$

$$A_3(s/d, \epsilon) = 0,49 \exp[-20(s/d - 1)] \operatorname{th}[\lg \epsilon - 6(s/d - 1) + 0,6]. \quad (7c)$$

Температурные поля и теплообмен в периферийных зонах ТВС. В «тесных» сборках твэлов ($s/d = 1,04; 1,062$) без вытеснителей неравномерность температуры боковых твэлов обусловлена недогревом теплоносителя у чехла [8]. На общую неравномерность температуры накладывается периодическая неравномерность, обусловленная геометрией канала. Периодичность наиболее выражена при больших числах Пекле и на малых расстояниях от начала энерговыделения, когда невелики азимутальные перетечки тепла.

Неравномерность $\Delta T = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{qR} \lambda_f$ считается положительной, если максимальная температура твэлов наблюдается со стороны центральных каналов (недогрев теплоносителя на периферии). Неравномерность считается отрицательной, если максимальная температура твэлов наблюдается со стороны чехла (перегрев теплоносителя на периферии). Знак при ΔT имеет условное значение, однако помогает выявить зоны перегрева и недогрева теплоносителя по периметру твэла.

Расчет максимальных неравномерностей температуры боковых твэлов можно проводить по обобщенной формуле ($200 \leq Pe \leq 700; l/d_r \geq 200$) [9]

$$\Delta T = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{qR} \lambda_f = A + B\psi - C \exp(-D\psi), \pm 5\%, \quad (8)$$

где константы A, B, C, D табулированы; $\psi = \Delta/(s-d)$, Δ – расстояние между обечайкой и твэлами.

Коэффициенты теплоотдачи периферийных твэлов. Значительные неравномерности температуры по периметру периферийных твэлов ТВС быстрых реакторов обусловливают снижение коэффициентов теплоотдачи в периферийных зонах ТВС по сравнению с центральной зоной, что делает необходимым использование специальной формулы для расчета коэффициентов теплоотдачи периферийных твэлов [8]:

$$Nu = \frac{\bar{\alpha} d_r}{\lambda_f} = a + b Pe^n, \pm 15\%, \quad (9)$$

где $1,04 \leq s/d \leq 1,3$; $0,39 \leq \Psi = \Delta/(s-d) \leq 0,52$; $30 \leq Pe \leq 3000$; $0 \leq d_b/d \leq 0,32$; $0,04 \leq \varepsilon_1 \leq 0,14$; d_b – диаметр вытеснителя; в (8) и (9) Pe рассчитывается по параметрам центральной ячейки, параметр эквивалентной теплопроводности твэлов – по первой гармонике разложения температурного поля в ряд Фурье; a , b , n – коэффициенты (табулированы).

КВАДРАТНАЯ РЕШЕТКА ТВЭЛОВ

Результаты исследований ограничены, их необходимо получить, по крайней мере, в имеющемся объеме для треугольной решетки твэлов.

Имеется формула для чисел Нуссельта в области раздвинутых решеток твэлов для конкретного $\varepsilon_4=1,4$ [10, 11, 14, 15]:

$$Nu = 7,55x - \frac{14}{x^5} + 0,007Pe^{0,64+0,246x} \pm 15\%, \quad (10)$$

$1,20 \leq x = s/d \leq 1,50$; $10 \leq Pe \leq 2500$; $\varepsilon_4 \equiv 1,4$.

Число Пекле рассчитывается по гидравлическому диаметру «бесконечной» ячейки квадратной решетки твэлов и скорости теплоносителя в этой ячейке.

Составляющая

$$Nu_l = 7,55x - \frac{14}{x^5} \quad (10a)$$

есть число Нуссельта для ламинарного течения в решетках твэлов с $x = s/d = 1,20-1,50$ и $\varepsilon \equiv 1,4$.

Для области решеток твэлов с $1,0 \leq s/d \leq 1,25$ при $\varepsilon \equiv 1,4$ справедливо соотношение, совпадающее с данными для $s/d = 1,25$ [10, 11] и для $s/d = 1,0$ [12]. Его вид [13]:

$$Nu = Nu_l + \Delta Nu_{typ6} = -9,25 \frac{s}{d} + 10,2 \left(\frac{s}{d} \right)^{2,2} + a Pe^b, \pm 15\%, \quad (11)$$

где

$$Nu_l = -9,25 \frac{s}{d} + 10,2 \left(\frac{s}{d} \right)^{2,2} \quad (11a)$$

есть ламинарная составляющая в числе Nu (ее определение при разных s/d и $\varepsilon=1,4$ производится по номограмме (рис. 4)),

$$\Delta Nu_{typ6} = a Pe^b \quad (11b)$$

есть турбулентная составляющая в числе Nu :

$$\left. \begin{aligned} a &= 0,101433 - 0,2053 \frac{s}{d} + 0,1039 \left(\frac{s}{d} \right)^2 \\ b &= 0,6173 \left(\frac{s}{d} \right)^{-10,275} + 0,9043 \end{aligned} \right\} \quad (11b)$$

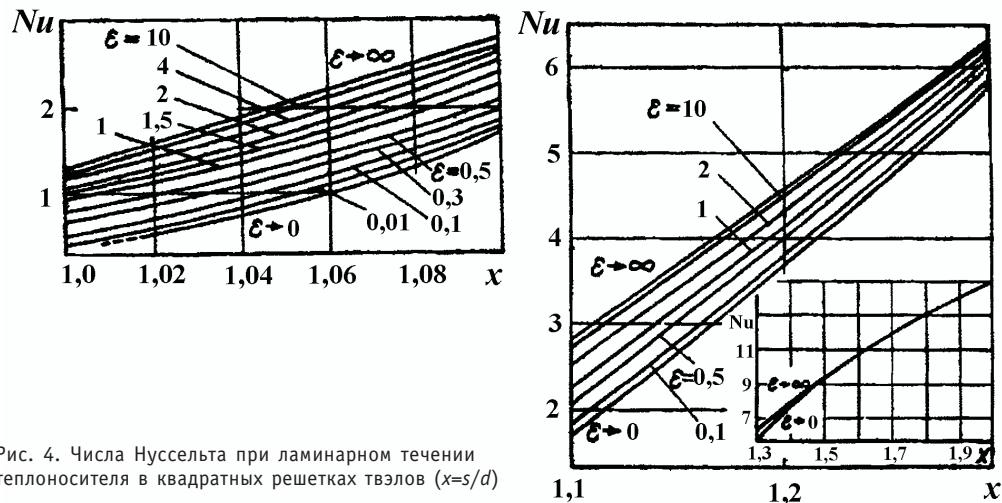


Рис. 4. Числа Нуссельта при ламинарном течении теплоносителя в квадратных решетках твэлов ($x=s/d$)

Как видно, для квадратной решетки твэлов сделана попытка получения обобщенной формулы типа (5). Поскольку (11) справедлива лишь для $\varepsilon_4 \geq 1,4$ в данном интервале s/d , то предстоит большая работа по получению экспериментального материала для других значений ε и s/d при турбулентном течении теплоносителя.

Максимальная неравномерность температуры по периметру твэлов рассчитывается по формуле ($1,20 \leq s/d \leq 1,35$; $1 \leq \text{Pe} \leq 2000$; $\varepsilon \geq 1,4$) [10, 11, 14, 15]:

$$\Delta T = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{\bar{q} R} \lambda_f = \frac{1,5 \left(\frac{s}{d} \right)^2 - 4,53 \left(\frac{s}{d} \right) + 3,45}{1 + 5 \cdot 10^{-4} \text{Pe}^{1,223 \frac{s}{d} - 0,42}}, \quad \pm 7\%. \quad (12)$$

Числитель этой формулы есть значение ΔT_l для ламинарного режима течения в решетках твэлов с $1,20 \leq s/d \leq 1,35$ при $\varepsilon=1,4$, что соответствует номограмме (рис.

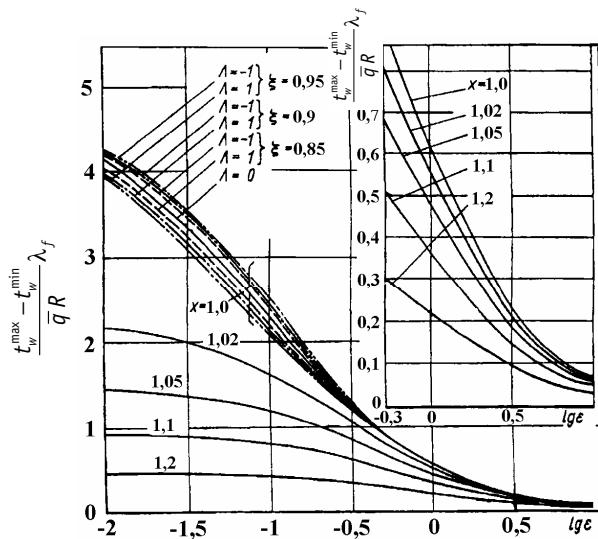


Рис. 5. Номограмма для определения максимальной неравномерности температуры твэлов квадратной решетки при ламинарном течении теплоносителя: $\Delta = (\lambda_w - \lambda_T)/(\lambda_w + \lambda_T)$; $x = s/d$; $\xi = R_1/R$; $\varepsilon = \varepsilon_4$

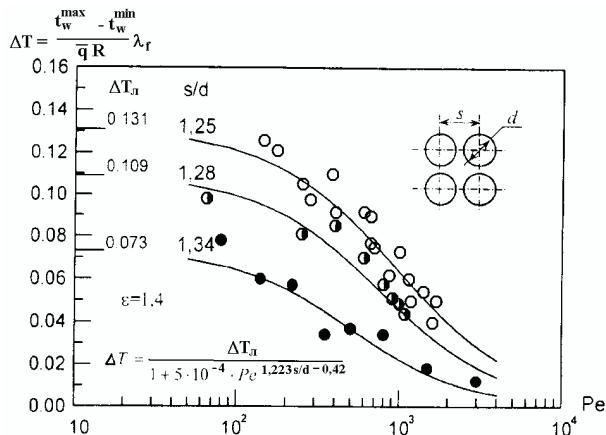


Рис. 6. Экспериментальные данные по неравномерностям температуры центральных твэлов ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300

выделению сделан в [26, 27].

Для пересчета температурного поля, полученного при постоянном энерговыделении, на переменное используется интеграл Дюамеля [16], построенный на принципе суперпозиции, вытекающем из факта линейности уравнения энергии относительно температуры:

$$t(z) = Q(0)t_{q_1}(z) + \int_0^z \frac{dQ(z')}{dz'} t_{q_1}(z-z') dz',$$

где $Q(z)$ – функция распределения теплового потока по длине канала; $t_{q_1}(z)$ – распределение температуры по длине канала при единичном скачке энерговыделения (функция влияния); $Q(0)$ – начальное энерговыделение (в точке $z = 0$), постоянное по длине канала (начальный скачок).

Удобным и простым соотношением для учета переменного энерговыделения, вытекающим из интеграла Дюамеля, является соотношение для температурного напора «стенка-жидкость» [17]:

$$\Delta t(z) = \frac{q(z-L)}{\alpha}, \quad (13)$$

где $q(z-L)$ – переменное по z энерговыделение; L – длина релаксации, связанная с длиной начального теплового участка соотношением

$$L = l_{\text{н.т.}}/3, \quad (13a)$$

α – коэффициент теплоотдачи при постоянном по длине канала энерговыделении.

Использование (13) предполагает знание длин начальных тепловых участков $l_{\text{н.т.}}$ при $q = \text{const}$ по длине z . В последнее время значения $l_{\text{н.т.}}$ обобщены для различных каналов в [28].

Для *треугольной решетки твэлов* данные по $l_{\text{н.т.}}$ получены из численного решения задачи о температурном поле в характерной ячейке «бесконечной» решетки твэлов при турбулентном [18], стержневом [19, 20] и ламинарном [21] течении теплоносителя (гидродинамически стабилизированные условия).

Длина $l_{\text{н.т.}}$ определялась в предположении, что число Нуссельта на начальном участке отличается от стабилизированного значения не более чем на 2%. Систематизация результатов проведена в [3].

5). Для получения обобщенной формулы типа (6) необходимо проведение экспериментов для разных ϵ и s/d применительно к квадратной решетке твэлов.

На рисунке 6 показаны опытные данные по неравномерностям температуры для твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 [10].

УЧЕТ ВЛИЯНИЯ ПЕРЕМЕННОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ НА ТЕПЛООБМЕН И ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПОЛЯ ТВЭЛОВ

Обзор и анализ имеющихся работ по переменному энерго-

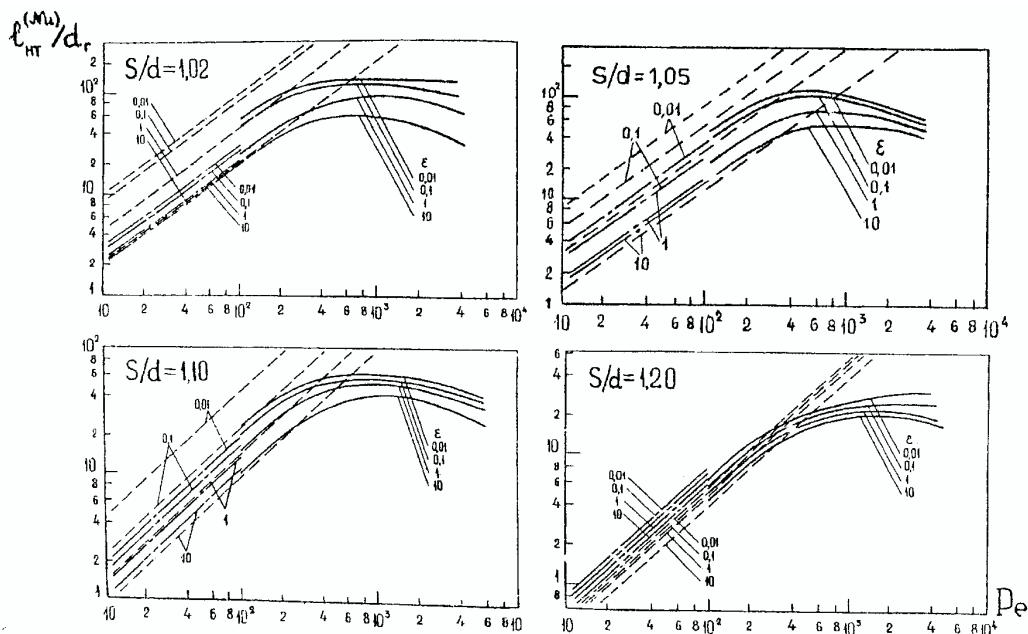


Рис. 7. Зависимость относительных длин начальных участков в решетках твэлов от числа Пекле при турбулентном (—) [18], ламинарном (— · —) [21] и стержневом (— — —) [19, 20] течениях теплоносителя для гидродинамически стабилизированного течения

На рисунке 7 сопоставляются расчетные данные для вышеупомянутых режимов течения в решетках твэлов с $s/d = 1,02; 1,05; 1,10; 1,20$ при различных ϵ . Изменение коэффициентов теплоотдачи и неравномерностей температуры по периметру твэлов на начальных участках решеток твэлов, обтекаемых турбулентным, стержневым и ламинарным потоками теплоносителя, описывается универсальной формулой

$$\frac{F(X)}{F_{\text{stab}}} = 1 - \left[p(50p)^{-X/X_{\text{H.T.}}} + (1-p)(50p)^{-4X/X_{\text{H.T.}}} \right], \quad (14)$$

где $F(X)$ – значение функций $F_1(X) = \frac{1}{\text{Nu}}$ и $F_2(X) = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{\bar{q} R} \lambda_f$ на начальном участке; F_{stab} – значение функций $F_1(X)$ и $F_2(X)$ в стабилизированной области теплообмена; $X_{\text{H.T.Nu}} = \frac{l_{\text{Nu}}}{RPe'}$ – безразмерная длина начального теплового участка по числу Нуссельта; $X_{\text{H.T.t}} = \frac{l_t}{RPe'}$ – безразмерная длина начального теплового участка по максимальной неравномерности температуры; \bar{q} – средний по периметру твэла тепловой поток на поверхности твэла; R – радиус твэла, $Pe' = \frac{\bar{w} R}{a} = \frac{1}{2} \frac{d}{d_r} Pe$ – число

Пекле $\left(Pe = \frac{\bar{w} d_r}{a} \right)$; $d = 2R$ – диаметр твэла, \bar{w} – средняя в ячейке скорость теплоносителя, $p(\epsilon_6, s/d)$ – некоторые функции ϵ_6 и s/d ; $X = \frac{z}{RPe'}$ – безразмерная продольная координата. Диапазон применимости формулы (14) для турбулентного течения: $1,02 \leq s/d \leq 2,0$; $0,01 \leq \epsilon_6 \leq 10$; $100 \leq Pe \leq 2500$.

103

Значения $X_{\text{н.т.Ну}}$ и $X_{\text{н.т.в}}$ а также функции $p(\varepsilon_6, s/d)$ берутся по соответствующим графикам РТМ [3].

Формулу (14) для раздвинутых решеток твэлов можно представить в виде переходной функции для температурного напора стенка-жидкость:

$$\theta(z) = 1 - \left[p(50p)^{-\frac{4z}{L_{\text{н.т.}}}} + (1-p)(50p)^{-\frac{4z}{L_{\text{н.т.}}}} \right], \quad (15)$$

а значения $\frac{L_{\text{н.т.}}}{d_r}$ аппроксимировать формулой [22]

$$\frac{L_{\text{н.т.}}}{d_r} = f\left(\frac{s}{d}\right)\varphi(\text{Pe})\psi(\varepsilon_6), \quad (1,25 \leq s/d \leq 1,7; 0,1 \leq \varepsilon_6 \leq 10; 100 \leq \text{Pe} \leq 2500), \quad (16)$$

где

$$\left. \begin{aligned} f\left(\frac{s}{d}\right) &= \left[0,0952 - 0,2858\left(\frac{s}{d}\right) + 0,2086\left(\frac{s}{d}\right)^2 - 0,0028\left(\frac{s}{d}\right)^3 \right] \cdot \left[4\left(\frac{d_r}{d}\right)^2 \right]^{-1} \\ \varphi(\text{Pe}) &= \text{Pe} \cdot \exp\left(-\frac{\text{Pe}}{2500}\right) \\ \psi(\varepsilon_6) &= \varepsilon_6 \exp\left[-0,00455\left(\frac{s}{d}-1\right)\right], \\ p &= \sqrt{\frac{s}{d}-1} - \sqrt{\lg \text{Pe}} \left[0,4455 + 4 \cdot 10^{-3} \left(1,7 - \frac{s}{d} \right) \sqrt{\text{Pe}} \right] \varepsilon_6 \exp\left[-0,1\left(1,7 - \frac{s}{d}\right)\right] \\ \frac{d_r}{d} &= \frac{2\sqrt{3}}{\pi} \left(\frac{s}{d}\right)^2 - 1 \end{aligned} \right\} \quad (16a)$$

Гидродинамически нестабилизированное течение. Длина начальных тепловых участков по коэффициентам теплоотдачи (рис. 8) рассчитывается по соотношению [23–25] (материалы обобщены в [3]):

$$\left(\frac{L_{\text{н.т.}}}{d_r} \right)_{\text{Ну}} = A - \frac{B}{255 + \text{Pe}}, \quad (17)$$

где

$$\left. \begin{aligned} A &= 156,2 - 102,4\left(\frac{s}{d}\right), \\ B &= \left\{ 51 - 34,5 \frac{s}{d} - 4 \exp\left[-14,27\left(\frac{s}{d}-1\right)\right] \right\} \cdot 10^3 \end{aligned} \right\} \text{для } 1,0 \leq \frac{s}{d} \leq 1,2; \quad (17a)$$

$$\left. \begin{aligned} A &= 95\left(\frac{s}{d}\right)^{-5,8} \\ B &= 25,3\left(\frac{s}{d}\right)^{-5,6} \cdot 10^3 \end{aligned} \right\} \text{для } 1,2 \leq \frac{s}{d} \leq 1,7. \quad (17b)$$

Интервалы применимости формулы (15)

- по параметру ε_6 : $0,4 \leq \varepsilon_6 \leq 1,0$ при $1,0 \leq s/d \leq 1,2$; $0,4 \leq \varepsilon_6 \leq 1,6$ при $1,2 \leq s/d \leq 1,7$;

- по числу Пекле: $15 \leq \text{Pe} \leq 800$ для $s/d = 1,0$; $50 \leq \text{Pe} \leq 3000$ для $1,10 \leq s/d \leq 1,7$. Для «тесных» решеток высокотеплопроводных твэлов ($s/d \leq 1,1$; $\varepsilon_6 \geq 10-15$)

длину начального теплового участка, определенную по формуле (17), уменьшают на 30–40%.

Расчет длин начальных тепловых участков по неравномерностям температуры проводится по формуле

$$\left(\frac{l_{\text{н.т.}}}{d_r}\right)_t \approx \left(\frac{l}{d_r}\right)_{\text{Nu}} \cdot (18,1 - 4,5 \lg Pe) \left(\frac{s}{d} - 1\right) + 1; \quad (18)$$

$1,0 \leq s/d \leq 1,2$; $500 \leq Pe \leq 2000$; $0,4 \leq \varepsilon_6 \leq 1,0$.

Для квадратной решетки твэлов в условиях гидродинамически стабилизированного течения использование интеграла Дюамеля дает следующее выражение для числа Нуссельта при переменном энерговыделении [22]:

$$Nu_v = Nu_\infty \frac{q(z)}{q\left(z - \frac{l_{\text{н.т.}}}{3}\right)}, \quad (19)$$

где Nu_∞ – стабилизированное число Нуссельта для локального теплового потока q в данной точке канала в предположении, что q остается постоянным по длине канала.

По методу эквивалентного кольца пересчитываются данные для треугольной решетки с относительным шагом $(s/d)_{\text{кв}}$ при использовании формулы

$$\left(\frac{s}{d}\right)_{\text{тр.}} = 1,075 \left(\frac{s}{d}\right)_{\text{кв.}}, \quad (20)$$

вытекающей из предположения о равенстве гидравлических диаметров треугольной и квадратной ячеек твэлов.

В итоге получаем

$$\frac{l_{\text{н.т.}}}{d_r} = f' \left(\frac{s}{d}\right) \varphi(Re) \psi'(\varepsilon_4), \quad (21)$$

где

$$f' \left(\frac{s}{d}\right) = \left[0,0952 - 0,3073 \left(\frac{s}{d}\right) + 0,2411 \left(\frac{s}{d}\right)^2 - 0,0036 \left(\frac{s}{d}\right)^3 \right] \cdot \left[4 \left(\frac{d_r}{d}\right) \right]^{-1}, \quad (21a)$$

$$\psi'(\varepsilon_4) = \varepsilon_4 \exp \left[-0,00455 / \left(1,075 \frac{s}{d} - 1,1 \right) \right]. \quad (21b)$$

В формуле (15) вместо p берется p' :

$$p' = \sqrt{1,075 \frac{s}{d} - 1} \cdot \sqrt{\lg Pe} \left[0,4455 + 4 \cdot 10^{-3} \left(1,7 - 1,075 \frac{s}{d} \right) \sqrt{Pe} \right] \times \\ \times \varepsilon_4 \exp \left[-0,1 \left(1,7 - 1,075 \frac{s}{d} \right) \right], \quad (21b)$$

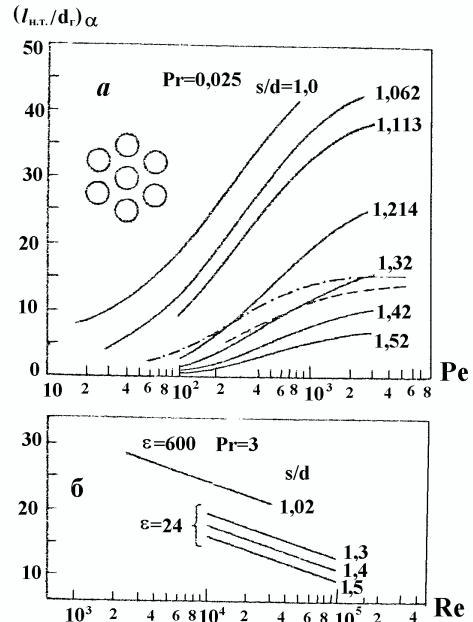


Рис. 8. Зависимость относительных длин начальных тепловых участков в решетках твэлов от чисел Пекле и Рейнольдса для теплоносителей с малыми (а) и умеренно большими (б) числами Прандтля (результаты экспериментов для гидродинамически нестабилизированного течения): — · —, — — — данные для круглых труб

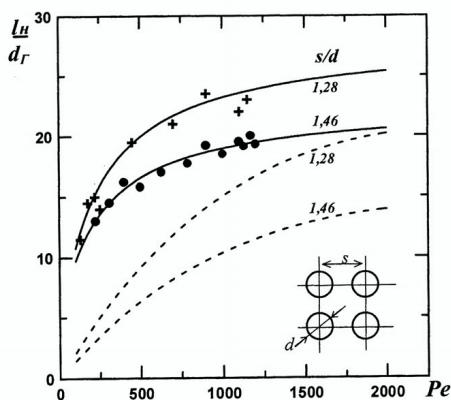


Рис. 9. Зависимости относительных длин начальных тепловых участков от числа Пекле в сборках с различными относительными шагами тзвэлов: +, ● – экспериментальные данные для $s/d = 1,28$ и $1,46$ соответственно; — – расчет по формуле (22); - - - – расчет по формуле (21)

$$\frac{d_r}{d} = 4\pi \left(\frac{s}{d} \right)^2 - 1, \varphi(Re) \text{ – см. (16а).}$$

Переходная функция для температурного напора «стенка – жидкость» $\theta(z)$ определяется по (15) при использовании (21) для $\frac{L_{n.t.}}{d_r}$ и (21в) для p' .

Для гидродинамически нестабилизированного течения начальные тепловые участки в ограниченной области s/d описываются формулой [22]:

$$\frac{L_{n.t.}}{d_r} = A - \frac{B}{255 + Pe}, \quad (22)$$

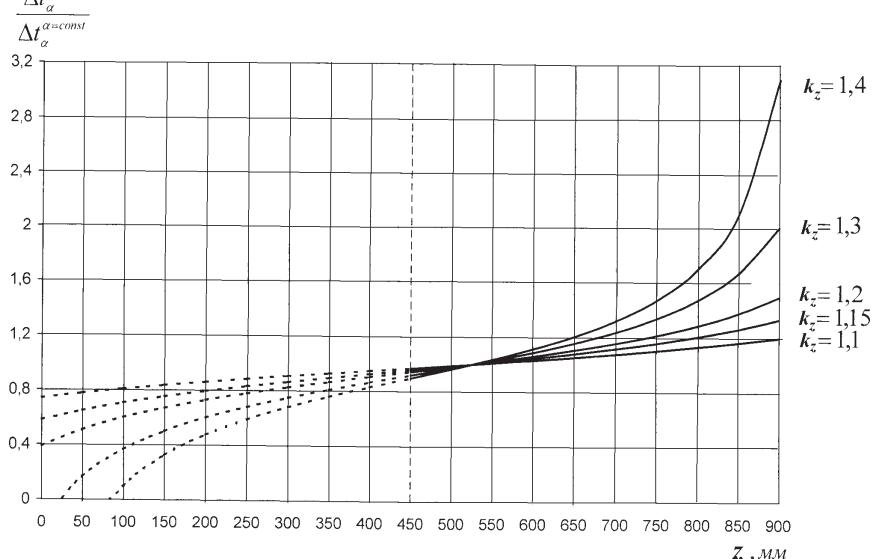


Рис. 11. Эффект от переменного энерговыделения в отношении Δt_α для реактора с тяжелым теплоносителем СВБР-75/100 (пристенные тзвэлы); $\Delta t_\alpha^{\alpha=\text{var}}, \Delta t_\alpha^{\alpha=\text{const}}$ – температурные напоры «стенка – жидкость» с учетом и без учета переменного энерговыделения соответственно

где

$$A = 42,3 \left(\frac{s}{d} \right)^{-1,66}, \quad B = 10680 \left(\frac{s}{d} \right)^{-2,24}, \quad 100 \leq Pe \leq 2000; 1,28 \leq s/d \leq 1,46.$$

Переходная функция для безразмерного перепада температуры «стенка-жидкость» при $q=\text{const}$ ($\varepsilon_4 = 1,4$) [22]

$$\Theta = \left[th \left(2,3 \frac{z}{l_{h,t}} \right) \right]^{1+\frac{z}{l_{h,t}}}, \quad 1,28 \leq s/d \leq 1,46; \quad 300 \leq Pe \leq 1000 \quad (23)$$

На рисунке 9 дается графическая интерпретация формул (21), (22), а на рис. 10 демонстрируется эффект от переменного энерговыделения для реакторов со свинцовым охлаждением (квадратная решетка).

Для квадратной решетки твэлов экспериментальные исследования длин начальных тепловых участков требуют развития, т.к. они ограничены лишь раздвинутыми решетками твэлов.

Эффект от переменного энерговыделения для реакторов с тяжелым теплоносителем существенно больше, чем для натриевых реакторов (особенно для пристенных твэлов (рис. 11), и его необходимо тщательно оценивать ввиду заметного влияния этого эффекта на максимальную температуру твэлов [26].

Литература

1. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М., Сорокин А.П. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкокометаллическим охлаждением/Подредакцией А.В. Жукова. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). – М.: Атомиздат, 1975.
3. Жуков А. В., Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Кузавков Н.Г., Ушаков П.А. и др. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов/Под редакцией А.В. Жукова, А.П. Сорокина. – ГКИАЭ, РТМ 1604.008-88, 1988, ФЭИ, 435 с.
4. Ушаков П.А. Приближенное тепловое моделирование цилиндрических тепловыделяющих элементов/В сб. «Жидкие металлы». – М.: Атомиздат, 1967. – С. 137-148.
5. Жуков А.В. Теплогидравлический расчет реакторов. Часть 3. Теплоотдача и температурные поля твэлов в регулярных решетках (однофазное течение: эксперимент – расчет, методики и формулы), Т. 1. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006. – С. 559.
6. Ушаков П.А., Жуков А.В., Матюхин Н.М. Теплоотдача к жидким металлам в правильных решетках твэлов//Теплофизика высоких температур. – 1977. – Т. 15. – № 5. – С. 1027-1043.
7. Ушаков П.А., Жуков А.В., Матюхин Н.М. Азимутальные неравномерности температуры твэлов, расположенных в правильных решетках, при турбулентном течении жидких металлов//Теплофизика высоких температур. – 1977. – Т. 15. – № 1. – С. 76-83.
8. Жуков А.В., Кудрявцева Л.К., Свириденко Е.Я. и др. Экспериментальное исследование на моделях полей температур тепловыделяющих элементов/В кн.: Жидкие металлы. – М.: Атомиздат, 1967. – С. 170-193.
9. Жуков А.В., Матюхин Н.М., Номофилюев Е.В. и др. Температурные поля в нестандартных и деформированных решетках твэлов быстрых реакторов. Теплофизика и гидродинамика активной зоны и парогенераторов для быстрых реакторов. – Прага: ОНТИ ЧСКАЭ, 1978. – С. 132-145.
10. Кузина Ю.А. Теплогидравлическое моделирование в обоснование активных зон реакторов типа БРЕСТ: дисс. канд. техн. наук, ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2003.
11. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P., Leonov V.N., Smirnov V.P., Sila-Novitskii A.G. An Experimental Study of Heat Transfer in the Core of BREST-OD-300 Reactor with Lead Cooling on Models Thermal Engineering (Teploenergetika), vol. 49, №3, 2002 (English Translation of Teploenergetika), p.2-10.

12. Ушаков П.А., Субботин В.И., Габрианович Б.Н. и др. Теплопередача и гидравлическое сопротивление в плотно упакованных коридорных пучках стержней//Атомная энергия. 1962. – Т. 13. – Вып. 2. – С. 162-169.
13. Кузина Ю.А., Жуков А.В., Шкrebтан М.В. Обобщенная зависимость по теплоотдаче в квадратных решетках твэлов реакторов с повышенной безопасностью: Тезисы докл. X Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Обнинск: ИАТЭ, 2007.
14. Filin A.I., Zhukov A.V., Kuzina Yu.A. and al. Thermohydraulic Research for the core of BREST-OD-300 Reactor, 11th International Conference on Nuclear Engineering (Tokyo, Japan, April 20-23, 2003) «ICONE 11-36407».
15. Кузина Ю.А., Сила-Новицкий А.Г. Модельные эксперименты и расчеты (код ТИГР-БРС) по изучению полей температуры и скорости в активных зонах реакторов с тяжелым теплоносителем//Теплоэнергетика. – 2002. – № 11. – С. 71-80.
16. Лыков А.В. Теория теплопроводности. – М.: Госуд. изд. технико-теорет. литературы, 1952.
17. Губарев В.А., Трофимов А.С. Определение температурного напора стенка-жидкость при тепловом расчете реактора//Атомная энергия. – 1974. – Т. 37. – Вып. 3. – С. 251.
18. Жуков А.В., Кириллова Г.П. Расчет температурных полей на начальном участке решеток твэлов, обтекаемых турбулентным потоком жидкокометаллического теплоносителя/Препринт ФЭИ-715. – Обнинск, 1975.
19. Сидельников В.Н., Жуков А.В. Расчет температурных полей на начальном участке решеток твэлов и анализ влияния переменного энерговыделения (плоское течение теплоносителя)/Препринт ФЭИ-414. – Обнинск, 1972.
20. Сидельников В.Н., Жуков А.В. Вопросы теплообмена на входном участке пучков твэлов. Доклад на семинаре «Теплопередача и гидродинамика в активных зонах и парогенераторах быстрых реакторов, охлаждаемых натрием». – Нове-Место, ЧССР, 1973.
21. Жуков А.В., Сидельников В.Н., Титов П.А. Расчет температурных полей на начальном участке решеток твэлов (ламинарное течение)/Препринт ФЭИ-491. – Обнинск, 1974.
22. Жуков А.В., Сорокин А.П., Папандин М.В., Смирнов В.П. Влияние переменного энерговыделения на коэффициент теплоотдачи в квадратных решетках//Атомная энергия. – 1993. – Т. 24. – Вып. 3,
23. Жуков А.В., Матюхин Н.М., Котовский Н.А. и др. Экспериментальное исследование температурных полей на начальном участке пучков стержней, обтекаемых турбулентным потоком жидкокометаллического теплоносителя (при совместной гидродинамической и тепловой стабилизации)/Препринт ФЭИ-781. – Обнинск, 1977.
24. Жуков А.В., Матюхин Н.М., Котовский Н.А. Температурные поля на начальных участках и в стабилизированной зоне теплообмена раздвинутых пучков стержней при совместной гидродинамической и тепловой стабилизации (жидкометаллическое охлаждение)/Препринт ФЭИ-883. – Обнинск, 1978.
25. Жуков А.В., Матюхин Н.М., Котовский Н.А. и др. Экспериментальное и расчетное исследование теплообмена в решетках твэлов при нестабилизированных условиях/В кн.: Теплообмен и гидродинамика однофазного потока в пучках стержней. – Л.: Наука, 1979. – С. 108-112.
26. Жуков А.В. Теплогидравлический расчет реакторов. Часть 5. Переменное энерговыделение в теплогидравлике реакторов. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009. – 177 с.
27. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. О некоторых подходах к изучению влияния переменного энерговыделения на теплоотдачу и температурные поля твэлов реакторов//Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика ядерных реакторов». Вып. 3. Динамика и безопасность ядерных энергетических установок. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 2008. – С. 21-30.
28. Жуков А.В., Кузина Ю.А. Систематизация начальных тепловых участков в различных каналах при течении жидких металлов. Доклад на межведомственном семинаре «Теплогидравлические аспекты безопасности активных зон, охлаждаемых водой и жидкими металлами» (Теплофизика-2008): Тезисы докладов. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008. – С. 85-87.

Поступила в редакцию 1.09.2009

ОБОБЩЕНИЕ ОПЫТНЫХ ДАННЫХ ПО КРИТИЧЕСКИМ ТЕПЛОВЫМ ПОТОКАМ В ПУЧКАХ С ТРЕУГОЛЬНЫМ РАСПОЛОЖЕНИЕМ СТЕРЖНЕЙ

А.А. Ивашикевич



Предложена формула для описания критического теплового потока в пучках равномерно обогреваемых стержней, расположенных по треугольной упаковке. По сравнению с опубликованными ранее формулами данная формула обобщает опытные данные в более широких диапазонах изменения параметров и с меньшей среднеквадратичной погрешностью.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время расчет критического теплового потока $q_{\text{крн}}$ в активной зоне ВВЭР выполняется в два этапа [1]: сначала рассчитывается величина $q_{\text{кр}}$ при равномерном тепловыделении, которая затем пересчитывается для условий неравномерного тепловыделения по длине с использованием фактор-формы F_{ϕ} :

$$q_{\text{крн}} = q_{\text{кр}} F_{\phi}, \quad (1)$$

где $q_{\text{крн}}$ и $q_{\text{кр}}$ – критический тепловой поток при неравномерном и равномерном тепловыделении по длине, соответственно F_{ϕ} – фактор-формы, учитывающий влияние неравномерного тепловыделения по длине.

С учетом погрешностей расчетных формул для $q_{\text{кр}}$ и F_{ϕ} минимальный критический тепловой поток равен [2, 3]

$$q_m = q_{\text{кр}} F_{\phi} (1 - 3\sigma_{\text{ск}}) (1 - 3\sigma_{\text{скф}}), \quad (2)$$

где q_m – минимальный критический тепловой поток; $\sigma_{\text{ск}}$ – среднеквадратичная погрешность расчетной формулы для $q_{\text{кр}}$; $\sigma_{\text{скф}}$ – среднеквадратичная погрешность расчетной формулы для F_{ϕ} .

В работах [4, 5] выполнен анализ рекомендаций по расчету $q_{\text{кр}}$ в пучках с треугольным расположением стержней. Расчетные формулы предложены в работах [6–9], скелетные таблицы – в [10–12].

В формулы для $q_{\text{кр}}$, предложенные в работах [6–9], входит относительная энталпия в сечении кризиса $x_{\text{кр}}$. Однако из обобщения опытных данных по критическим тепловым потокам в равномерно обогреваемых трубах известно [13–15], что формулы, в которые входит $x_{\text{кр}}$, имеют большую среднеквадратичную погрешность по сравнению с формулами, в которые не входит $x_{\text{кр}}$, при прочих равных условиях. Это объясняется тем, что в опытах величина $x_{\text{кр}}$ не измеряется, а рассчитывается по уравнению баланса тепла, поэтому погрешность $x_{\text{кр}}$ больше погрешности x_{bx} .

В работе рассматривается обобщение опытных данных по критическим тепловым потокам в пучках с треугольным расположением равномерно обогреваемых стержней.

ФОРМУЛА ДЛЯ КРИТИЧЕСКОГО ТЕПЛОВОГО ПОТОКА

В упомянутые выше формулы [7–9] для расчета q_{kp} в реакторах ВВЭР в качестве параметра входит x_{kp} . Нам не известны формулы для q_{kp} , не содержащие x_{kp} . Поэтому для расчета критического теплового потока в пучках с треугольным расположением равномерно обогреваемых стержней предлагается формула, в которую не входит x_{kp} ,

$$\frac{q_{kp}}{\rho wr} = \frac{B_2 - x_{bx} + \left[(B_2 - x_{bx})(B_2 - x_{bx}) + 4B_3(B_1 + 4L_{kp}) \right]^{0.5}}{2(B_1 + 4L_{kp})}, \quad (3)$$

где $B_1 = 4/\{0,665a_3Re^{-0.386}[1+(s_0-1)^{0.32}]\}; B_2 = 1/(a_1+a_2We); B_3 = \{0,665a_4vRe^{-0.386}[1+(s_0-1)^{0.32}]\}/32; We = [d_{tr}v'(\rho w)^2]/\sigma; Re = (\rho wd_{tr})/\mu'; d_{tr} = (4F)/\Pi_o; L_{kp} = L_k/d_{tr}, v = v'/v'', s = d_c;$

x_{bx} – относительная энталпия на входе в пучок стержней; s – шаг стержней:

d_c – диаметр стержней; d_{tr} – тепловой диаметр; q_{kp} – критическая плотность теплового потока; rw – массовая скорость; F – площадь поперечного сечения пучка; Π_o – обогреваемый периметр пучка; L_k – расстояние от входа до места кризиса; r – теплота парообразования; v' и v'' – удельный объем жидкости и пара; μ' – вязкость жидкости; σ – поверхностное натяжение. При равномерном тепловыделении кризис возникает в конце канала, поэтому в этом случае $L_k=L_o$ и $L_{kp}=L_{ot}=L_o/d_{tr}$, где L_o – длина пучка.

Формула (3) получена на основании полуэмпирической модели кризиса теплоотдачи [16]. В настоящей работе ее вывод не приводится из-за большого его объема.

Формула (3) применима при $x_{bx} < x_{cr}$, где x_{bx} – относительная энталпия на входе в пучок, x_{cr} – относительная энталпия, при которой начинается интенсивный рост истинного паросодержания потока. Она рассчитывалась по формуле

$$x_{cr} = -B_1 \frac{q}{\rho wr}. \quad (4)$$

Выражение для комплекса B_1 было приведено выше.

ОПТИМИЗАЦИЯ И ПРОВЕРКА ФОРМУЛЫ (3)

Для оптимизации и проверки формулы (3) использовался массив опытных данных по кризису теплообмена в равномерно обогреваемых пучках стержней, расположенных по треугольной упаковке, из банка данных [17]. Использовались опытные данные, для которых $L_o > 1,7$ м; $x_{bx} < x_{cr}$ и $x_{kp} < 0,7$. Величина x_{cr} рассчитывалась по формуле (4) при $a_3=3,01$, найденном из опытов (см. табл. 1). Параметры массива опытных данных приведены в табл. 1, в которой приведены число опытов, режимные параметры, размеры пучков стержней и погрешности формулы (3). При равномерном тепловыделении кризис возникает в конце канала, поэтому $L_k=L_o$ и $L_{kp}=L_{ot}=L_o/d_{tr}$, где L_o – длина пучка. Из таблицы 1 видно, что формула (3) описывает 1806 опытных значений q_{kp} с среднеарифметической δ_{ap} и среднеквадратичной σ_{ck} погрешностями, равными $\delta_{ap}=-0,0026$ и $\sigma_{ck}=0,0758$.

С целью уменьшения погрешности формулы (3) весь диапазон давлений был разделен на три поддиапазона. Результаты оптимизации приведены в табл. 2, из которой видно, что формула (3) обобщает опытные данные при давлениях 0,1–5,4; 6,7–10,5 и 11,8–18,6 МПа с погрешностями, равными $\sigma_{ck}=0,0885; 0,0777$ и $0,0481$.

соответственно.

СРАВНЕНИЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ РАЗЛИЧНЫХ ФОРМУЛ

В работе [13] было проведено обобщение опытных значений q_{kp} , полученных при течении воды в равномерно обогреваемых трубах в диапазоне давлений 5,9 – 19,6 МПа. Использовалась формула $N_{kp} - i_{bx}$, где N_{kp} – критическая мощность, i_{bx} – энтальпия на входе в трубу. Коэффициенты в формуле оптимизировались отдельно для опытных данных, полученных при одном значении давления. Среднеквадратичные погрешности были получены равными $\sigma_{ck}=0,0473-0,0636$ в зависимости от значения давления.

В работе [14] было проведено обобщение опытных значений q_{kp} , полученных при течении воды в равномерно обогреваемых трубах. Предложена формула $N_{kp} - i_{bx}$, которая в диапазоне давлений 6,9–13,7 МПа обобщает 2679 опытных значений q_{kp} со среднеквадратичной погрешностью $\sigma_{ck}=0,0616$. Значения среднеквадратичных погрешностей, полученные в [13, 14] для труб, лишь незначительно меньше погрешности формулы (3) (см. табл. 1). Большую погрешность (3) по сравнению с погрешностями формул [13, 14] можно объяснить тем, что (3) применима в более широких диапазонах параметров, и тем, что пучки стержней являются более сложными каналами по сравнению с трубами. Сравнение погрешности формулы (3) с погрешностями формул [13, 14] для труб приведено потому, что, насколько нам известно, для пучков с треугольным расположением равномерно обогреваемых стержней нет формул для q_{kp} не содержащих x_{kp} .

В работе [4] было проведено сравнение трех формул, предложенных в [7–9] для расчета q_{kp} в пучках ВВЭР с треугольным расположением стержней, с опытными данными, полученными в тех же диапазонах параметров, в которых получены расчетные формулы. Были использованы 903 опытных значений q_{kp} из банка [4], полученных при давлениях 7,5–16,9 МПа, массовых скоростях 714 – 3720 кг/(м²·с) и паросодержаниях 0–0,4. Результаты этой проверки показали, что предложенные

Диапазоны параметров, число опытов и погрешности, с которыми формула (3) обобщает опытные данные по q_{kp}

Параметры	$x_{bx} < x_{kp}, L_o > 1,7 \text{ м}, x_{kp} < 0,7$
Число опытов N	1806
Давление p , МПа	0,1 – 18,6
Массовая скорость ρw , кг/(м ² ·с)	49–3810
Относительная энталпия на входе x_{bx}	-0,857 – -0,019
Относительная энталпия на выходе x_{kp}	-0,086 – 0,700
Диаметр стержней d_c , мм	9,0 – 13,5
Гидравлический диаметр d_e , мм	11,0 – 22,9
Относительный шаг стержней s_o	1,32 – 1,52
Длина стержней L_o , мм	1930 – 3540
Относительная длина стержней L_o	109 – 285
Число стержней n_c	7; 19
Критический тепловой поток q_{kp} , МВт/м ²	0,069 – 2,63
Коэффициент a_1	1,59
Коэффициент a_2	0,00102
Коэффициент a_3	3,01
Коэффициент a_4	2,94
Относительная погрешность	-0,245 – 0,314
Среднеарифметическая погрешность δ_{ap}	-0,0026
Среднеквадратичная погрешность σ_{ck}	0,0758

Таблица 1

Таблица 2

Диапазоны параметров, числа опытов, значения коэффициентов и погрешности, с которыми формула (3) обобщает опытные данные по q_{kp}

Давление p , МПа	$0,1 < p < 5,4$	$6,7 < p < 10,5$	$11,8 < p < 18,6$
Число опытов N	240	810	756
Массовая скорость ρ_w , кг/(м ² ·с)	49 – 3850	249 – 3810	711–36800
Относительная энталпия на входе x_{bx}	-0,468 – -0,014	-0,693 – -0,062	-0,856 – -0,057
Относительная энталпия на выходе x_{kp}	0,151 – 0,700	0,076–0,688	-0,086 – 0,469
Диаметр стержней d_c , мм	9,0 – 13,5	9,0 – 13,5	9,0 – 9,1
Тепловой диаметр d_r , мм	11,2 – 22,9	11,0 – 22,9	11,5 – 12,9
Относительный шаг стержней s_o	1,32 – 1,52	1,32 – 1,52	1,34 – 1,40
Длина стержней l_o , мм	2500 – 3540	1750 – 2500	1730 – 3540
Относительная длина стержней L_o	109 – 285	109 – 277	135 – 277
Число стержней n_c	19	7; 19	7
Критический тепловой поток $q_{kp'}$, МВт/м ²	0,068 – 2,09	0,569 – 2,63	0,480 – 1,63
Коэффициент a_1	1,66	1,29	1,84
Коэффициент a_2	0,000987	0,00102	0,00112
Коэффициент a_3	2,64	1,95	4,24
Коэффициент a_4	3,64	3,37	2,63
Относительная погрешность δ	-0,175 – 0,266	-0,256 – 0,155	-0,168 – 0,151
Среднеарифметическая погрешность δ_{ap}	-0,0061	-0,0011	-0,0025
Среднеквадратичная погрешность σ_{ck}	0,0885	0,0777	0,0481

в [7–9] формулы $q_{kp} – x_{kp}$ обобщают опытные данные со среднеквадратичными погрешностями, равными 0,181, 0,170 и 0,167 соответственно. В работе [4] также сообщается, что в диапазоне давлений $p=1,5–19,9$ МПа (т.е. вне пределов применимости формул) среднеквадратичные погрешности формул из [7–9] возрастают до 0,238; 0,273 и 0,532 соответственно. Напомним, что формула (3) обобщает опытные данные при давлениях 0,1 – 18,6 МПа со среднеквадратичной погрешностью 0,0758 (см. табл. 1).

В работе [5] было проведено сравнение расчетных рекомендаций [6, 8, 9] с опытными данными по q_{kp} в равномерно обогреваемых пучках стержней при давлениях 2,2–20,0 МПа. Было получено, что среднеквадратичные погрешности формул, предложенных в работах [6, 8, 9], равны 0,35; 0,27 и 0,17 (в диапазонах их применения); а скелетных таблиц из [10, 11] 0,43 и 0,20 соответственно.

В работе [18] была проведена проверка кода KORCAP, в котором для расчета q_{kp} используются скелетные таблицы, предложенные в [12] для расчета q_{kp} в пучках стержней. Были использованы 2080 опытных значений q_{kp} , полученных в треугольных пучках равномерно обогреваемых стержней при давлениях 1,5–18,7 МПа. Среднеквадратичная погрешность была найдена равной $\sigma_{ck}=0,167$.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ФОРМУЛЫ (3)

Для использования (3) при расчете кризиса в ВВЭР необходимо следующим образом изменить существующий метод расчета кризиса теплоотдачи при неравномерном тепловыделении по длине пучка и места кризиса, который приведен в [2, 3]. Предлагается модификация метода расчета кризиса теплоотдачи при неравномерном тепловыделении по длине пучка стержней. Заданы давление p , массовая скорость воды r_i , относительная энталпия воды на входе $x_{\text{вх}}$, диаметр стержней d_c , шаг стержней s , обогреваемая длина стержней L_o , закон тепловыделения по длине стержней $q_c=F(L)$, где L – длина. Принимается некоторое значение среднего теплового потока $q_{\text{ср}}$, которое в последствии уточняется. Рассчитываются и строятся в зависимости от длины пучка L изменения 1) теплового потока $q_{\text{ст}}$, отдаваемого стенкой стержня, с учетом поправки на погрешность расчетной формулы; 2) минимального критического теплового потока при неравномерном тепловыделении по длине q_m (по формуле (2)). Анализируется взаимное расположение кривых. При необходимости задают новое значение $q_{\text{ср}}$ и повторяют расчеты до тех пор, пока кривые $q_{\text{ст}}$ и q_m не коснутся друг друга в одной точке. По точке касания находят значение минимального критического теплового потока q_m в месте кризиса и длины L_k (L_k – расстояние от входа до места кризиса). На этом расчет критического теплового потока и места кризиса заканчивается.

Величина $q_{\text{кр}}$ рассчитывается по (3), которая позволяет определить изменение $q_{\text{кр}}$ по длине пучка. Величина F_ϕ находится по формуле, предложенной в [9], или другой, аналогичной ей.

При расчете ВВЭР найденное выше значение минимального критического теплового потока в месте кризиса используется для выбора значения рабочего теплового потока и расчета величины коэффициента запаса до кризиса. Эти вопросы здесь не рассматриваются, т.к. они выходят за рамки способа расчета критического теплового потока и места кризиса.

Таким образом, критический тепловой поток и место кризиса могут быть рассчитаны без использования $x_{\text{кр}}$. Если при дальнейших расчетах, например, при расчете перепада давления, возникнет необходимость знания $x_{\text{кр}}$, то она может быть рассчитана через $x_{\text{вх}}$ по уравнению баланса тепла.

Преимущество модифицированного метода состоит в том, что он позволяет использовать для расчета $q_{\text{кр}}$ формулы, в которые не входит $x_{\text{кр}}$, и потому имеющие меньшую среднеквадратичную погрешность при прочих равных условиях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Для расчета критического теплового потока $q_{\text{кр}}$ предложена формула (3), в которую не входит $x_{\text{кр}}$. В диапазоне давлений 0,1–18,6 МПа эта формула обобщает 1806 опытных значений $q_{\text{кр}}$, полученных в пучках стержней, расположенных по треугольной упаковке, со среднеквадратичной погрешностью $\sigma_{\text{ск}}=0,0758$ (см. табл. 1).

2. Формула (3) обобщает опытные данные по $q_{\text{кр}}$ в более широких диапазонах изменения режимных параметров и с меньшей среднеквадратичной погрешностью по сравнению с формулами, предложенными в [7 – 9].

3. В интервалах давлений 0,1–5,4, 6,7–10,5 и 11,8–18,6 МПа формула (3) обобщает 240, 810 и 756 опытных значений $q_{\text{кр}}$, полученных в пучках стержней, расположенных по треугольной упаковке, со среднеквадратичными погрешностями $\sigma_{\text{ск}}=0,0885$, 0,077 и 0,0481 соответственно (см. табл. 2).

Литература

1. Хабенский В.Б., Зейгарник Ю.А., Малкин С.Д. Расчетные формулы для кризиса теплоотдачи при кипении в пучках стержней для контурных теплогидравлических кодов//Теплоэнергетика. – 2003. – № 11. – С. 73-77.
2. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.
3. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А., Соловьев С.Л. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Изд. МЭИ, 2003. – 548 с.
4. Жуков Ю.М., Романцева Г.Е. Сравнительный анализ эмпирических корреляций для расчета кризиса теплоотдачи в пучках стержней ВВЭР//Атомная энергия. – 2006. – Т. 80. – Вып. 1. – С. 15-20.
5. Бобков В.П., Смогалев И.П. О точности описания различными кодами критических тепловых потоков в пучках стержней//Теплоэнергетика. – 2001. – № 3. – С. 23-28.
6. Biasi L., Clerici C., Garibba R. Studies on Burnout. Part 3: A new correlation for round ducts at uniform heating and its comparison with world data//Energy Nuclear. 14. P. 530-536.
7. Смолин В.Н., Поляков В.К. Критический тепловой поток при продольном обтекании пучка стержней//Теплоэнергетика. – 1967. – № 4. – С. 54-58.
8. Осмачкин В.С., Лысцова Н.Н. Сравнение опытных данных по условиям кризиса теплообмена в моделях топливных сборок реакторов ВВЭР с результатами расчета по методике ИАЭ/Препринт ИАЭ-2558, 1975.
9. Безруков Ю.А., Астахов В.И., Брантов В.Г., Абрамов В.И., Логвинов С.А., Рассохин Н.Г. Экспериментальное исследование и аналитический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реакторов ВВЭР//Теплоэнергетика. – 1976. – № 2. – С. 80-82.
10. Thermohydraulic Relationships in Advanced Water Cooled Reactors. Working Materials. A General CHF Prediction Method for Advanced Water-cooled Reactors. (Chapter 3. Edited by Groeneweld C.D.). 1998.
11. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалев И.П. Критические тепловые потоки в треугольных пучках стержней. (Скелетные таблицы, версия 1997 г.)//Теплоэнергетика. – 1999. – № 11. – С. 54-63.
12. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалев И.П. Табличный метод расчета критического теплового потока в водоохлаждаемых треугольных сборках стержней//Атомная энергия. – 1999. – Т. 87. – Вып. 1. – С. 17-24.
13. Зенкевич Б.А., Песков О.Л., Петрищева Г.А., Сергеев Н.Д., Субботин В.И. Анализ и обобщение опытных данных по кризису теплоотдачи при вынужденном течении кипящей воды в трубах. – М.: Атомиздат. 1969. 432с.
14. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Виноградов В.Н., Ивашкевич А.А., Песков О.Л., Смогалев И.П. Рекомендации по расчету кризиса теплообмена в трубах на основе банка экспериментальных данных//Атомная энергия. – 1985. – Т. 59. – Вып. 1. – С. 3-8.
15. Ивашкевич А.А. Выбор параметров для обобщения опытных данных по критической плотности теплового потока при течении воды в трубах//Теплоэнергетика. – 2000. – № 5. – С. 43-45.
16. Ивашкевич А.А. Приближенная модель кризиса кипения воды в длинных равномерно обогреваемых трубах (нелинейное приближение)/Препринт ФЭИ-2352. 1994. 18 с.
17. Бобков В.П., Блохин А.И., Ивашкевич А.А., Катан И.Б., Кирова Т.С., Песков О.Л. Центр теплофизических данных для ядерных энергетических установок//Атомная энергия. – 1982. – Т. 53. – Вып. 3. – С. 183-184.
18. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Ефанов А.Д., Сергеев В.В. Смогалев И.П. Обоснование и верификация модели кризиса теплообмена в пучках стержней теплогидравлического кода KOPCAP//Теплоэнергетика. – 2003. – № 3. – С. 16-19.

Поступила в редакцию 1.09.2008

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ НЕРАВНОВЕСНЫХ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В СИСТЕМЕ ПАССИВНОГО ЗАЛИВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок

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



Приведены результаты экспериментальных исследований процессов взаимодействия насыщенного пара и холодной воды в вертикальном паропроводе системы пассивного залива реактора ВВЭР из гидроемкостей второй ступени. Предложена физическая модель истечения воды из вертикальной заглушенной трубы с переменным уровнем во встречный поток насыщенного пара. Получена полуэмпирическая формула для расчета времени опорожнения вертикальных заглушенных труб.

Ключевые слова: реактор ВВЭР, вертикальная заглушенная труба, вода, пар, истечение.

Keywords: VVER reactor, vertical blanked-off tube, water, steam, outflows.

ВВЕДЕНИЕ

В современных проектах АЭС повышение безопасности обеспечивается с помощью систем, работа которых основана на различных принципах действия. В частности, в проекте реактора ВВЭР-1200 (проект «АЭС-2006») предусмотрено использование пассивных систем безопасности. Одной из них является дополнительная система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (система ГЕ-2).

Система ГЕ-2 состоит из восьми гидроаккумулирующих емкостей (объемом 120 м³ каждая), заполненных водой при атмосферном давлении. Слив теплоносителя осуществляется за счет нивелирного напора. По линии слива гидроемкости второй ступени через обратные клапаны подключены к реактору. Верх гидроемкостей подсоединен к выходным коллекторам парогенераторов с помощью паровой линии, оснащенной специальными обратными клапанами, настроенными на открытие при снижении давления в первом контуре до 1,5 МПа. В системе реализовано четырехступенчатое профилирование во времени расхода, подаваемого в активную зону, в соответствии со снижением остаточного энерговыделения. Работа системы пассивного отвода тепла и запасенный объем воды в гидроемкостях позволяют при аварии охлаждать реактор в течение не менее 24 часов [1].

© А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, 2009

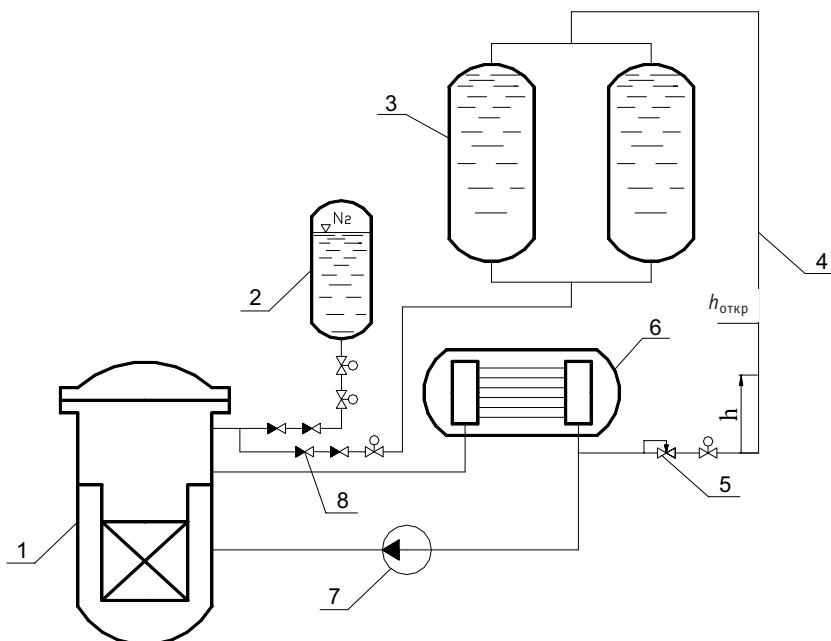


Рис. 1. Система пассивного залива АЭЗ реактора ВВЭР-1200 (один канал из четырех): 1 – реактор; 2 – гидроемкость первой ступени (ГЕ-1); 3 – гидроемкости второй ступени (ГЕ-2); 4 – паровая линия; 5 – специальный обратный клапан; 6 – парогенератор; 7 – ГЦН; 8 – обратный клапан

Процессы, происходящие в системе гидроемкостей второй ступени, можно поделить на несколько последовательных этапов. Исходным событием для срабатывания системы ГЕ-2 (рис. 1) является авария на АЭС, связанная с разгерметизацией первого контура реакторной установки и падением давления в реакторе. Запуск системы в работу происходит при снижении давления в первом контуре до 1,5 МПа.

Излив жидкости из гидроемкостей начнется после открытия обратного клапана 8 на сливной линии. Это произойдет лишь тогда, когда разность давлений между напорной и сливной линиями достигнет величины $\Delta P_{\text{откр}}$, которая соответствует определенной высоте осушения паровой линии $h_{\text{откр}}$.

В случае, если граница раздела фаз не достигает нужной отметки в результате процессов, сопровождающих рост давления в системе, обратный клапан 8 на сливной линии не открывается, истечения из гидроемкостей не происходит, а в паровой линии 4 начинаются неравновесные процессы взаимодействия пара и холодной воды. Взаимодействие происходит в заглушенной вертикальной трубе (верхняя заглушка – заполненные водой гидроемкости).

После того, как в ходе протекания неравновесных процессов в паропроводе происходит его частичное опорожнение и граница раздела фаз достигает отметки $h_{\text{откр}}$, открывается обратный клапан на линии слива и начинается истечение жидкости из гидроемкостей.

Истечение происходит с возрастающим расходом, вызванным ростом перепада давления на обратном клапане 8, что является следствием уменьшения высоты столба жидкости в паровой линии 4 (из-за ее опорожнения), а следовательно, и снижения потерь движущего напора среды первого контура. После того, как давление в верхней части гидроемкостей достигает необходимого уровня, система начинает подавать в реактор охлаждающую воду с начальным проектным расходом.

Процессы взаимодействия пара и воды в заглушенной трубе системы ГЕ-2, происходящие с глубоким недогревом жидкости (до 150°C) и отсутствием искусственных центров образования пузырей (дырчатого листа), значительно отличаются от барботажа [2].

Параметры формирующегося парокапельного потока определяются совместным влиянием нестационарной конденсации пара на каплях различных размеров, движущихся с различными скоростями, и пленочной конденсации на осушенней холодной стенке, а также процессом тепломассопереноса [3].

Нестационарные процессы взаимодействия пара и холодной воды в паровой линии могут отрицательно повлиять на время запуска системы ГЕ-2 в работу. По регламенту максимальное время выхода системы на проектный расход, определенное из условий обеспечения охлаждения активной зоны при максимальной течи, не должно превышать 100 с. В связи с этим оказалось необходимым экспериментальное исследование процессов истечения холодной воды во встречный поток пара в вертикальной заглушенной трубе, направленное на выяснение механизма взаимодействия двух сред.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОПЫТОВ

Для выполнения исследований была разработана экспериментальная установка (рис. 2), которая состояла из парогенератора, накопительных баков, рабочего участка с мерным баком и технологических линий с запорной арматурой. Технологическое оборудование и трубопроводы были оснащены регулируемыми низкотемпературными электронагревателями и теплоизолированы [4].

Выяснить механизм взаимодействия пара и холодной воды на паропроводе натурных размеров (высота ~ 30 м) довольно сложно, поэтому эксперименты были проведены на моделях вертикального участка системы ГЕ-2 натурного диаметра, но меньшей высоты. Всего было создано три рабочих участка диаметром 50 и 98 мм и высотой 1000 и 3000 мм. На рисунке 3 показана конструкция одного из них – РУ-1000/98.

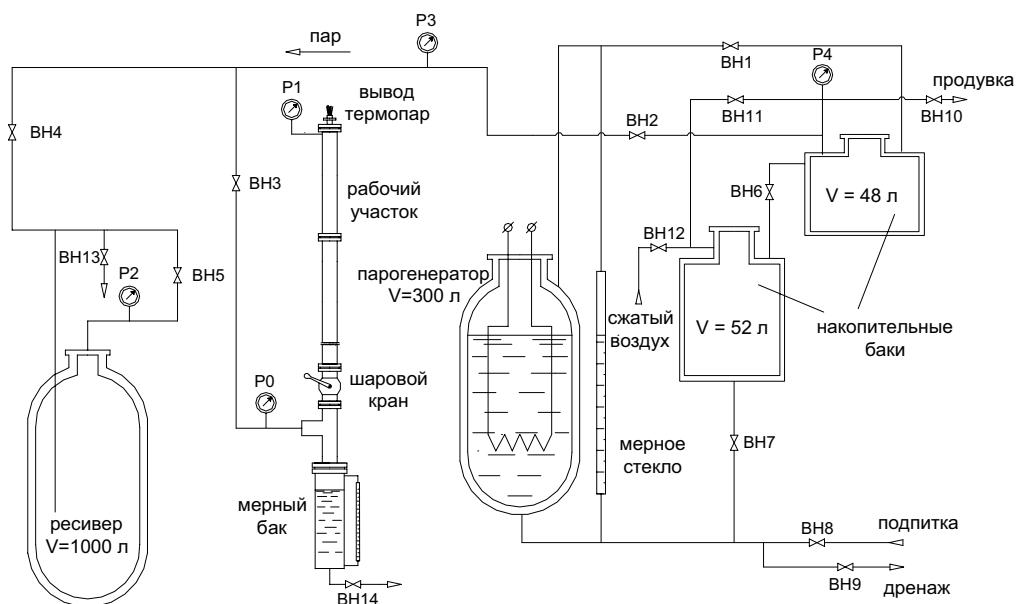


Рис. 2. Технологическая схема экспериментальной установки

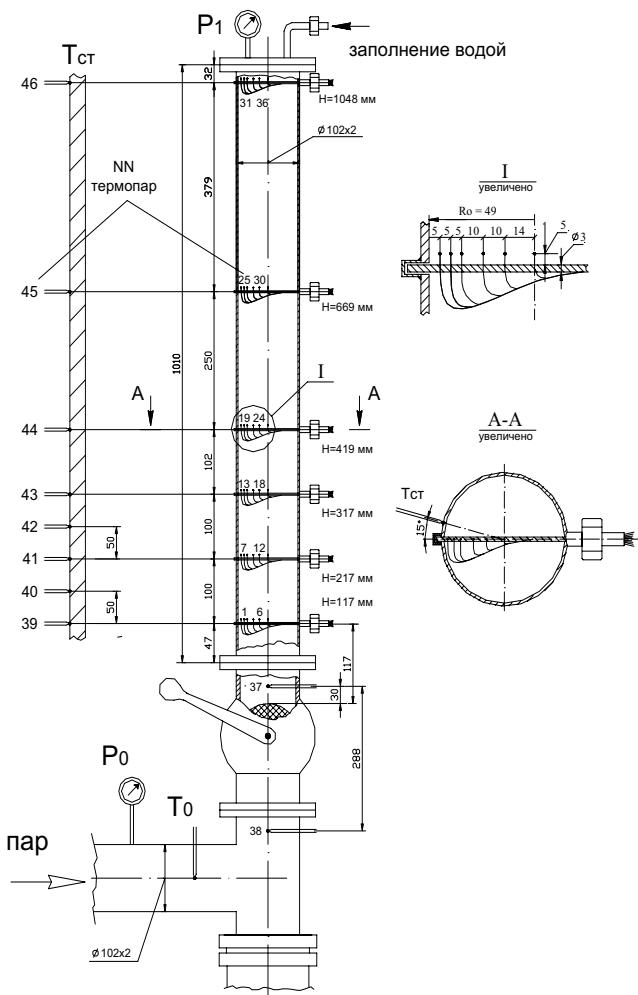


Рис. 3. Рабочий участок РУ-1000/98

ментах термопар позволяла регистрировать процессы смены фаз «пар – вода» с частотой 5 Гц. В верхней части рабочего участка расположен патрубок с вентилем для заполнения водой и датчик измерения давления Сапфир-22М-ДИ-2150.

Температуру наружной стенки рабочего участка измеряли поверхностными термопарами, приваренными к трубе в восьми сечениях по высоте, причем шесть из них располагались на тех же высотных отметках, что и внутренние термопарные гребенки. Во избежание блокирования паровой линии стекающей жидкостью в нижней части рабочего участка расположен тройник, через который жидкость стекает в мерный бак. К мерному стеклу бака прикреплена шкала с ценой деления 1 мм.

Для каждого эксперимента электронагревателями предварительно устанавливался изотермический режим, затем пар подавался к мерному баку и шаровому крану. Для удаления начальной паровоздушной смеси из нижней точки мерного бака производилась продувка в атмосферу. После подготовки парового контура рабочий участок заполнялся дистиллированной водой. Во избежание сохранения воздушной полости в верхней части участка выход воздуха при заполнении осуществлялся через импульсную линию датчика давления. Давление воды в рабочем участке во всех экспериментах составляло 0,1 МПа, а температура соответствовала

Рабочий участок представлял собой заглушенную трубу из нержавеющей стали диаметром 102x2 мм и высотой 1000 мм. Рабочий участок оснащен шестью термопарными гребенками, которые регистрировали прохождение фронта раздела фаз «пар – жидкость», а также температурные поля в текущем паровом объеме по мере осушения трубы. Каждая гребенка состояла из шести хромель-копелевых термопар, жестко закрепленных на несущем стержне диаметром 3 мм и измеряющих профиль температуры по радиусу трубы. Наружный диаметр защитной оболочки кабельных термопар из нержавеющей стали составлял 0,8 мм. Горячие спаи термопар (открытого типа) сварены лазером заодно с защитной оболочкой. Перед экспериментами каждая термопара была отградуирована в кипящей воде. Полученная экспериментальная путем динамическая характеристика используемых в экспери-

ла температуре окружающей среды ($\sim 25^{\circ}\text{C}$). После полной подготовки технологических линий и рабочего участка включалась система сбора данных и открытием шарового крана пар подавался в трубу [5].

Регистрация уровня изливающейся жидкости в мерном стекле производилась с помощью видеокамеры. Сбор и обработка экспериментальных данных осуществлялись системой на базе персонального компьютера.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Первоначально экспериментальные исследования были выполнены на рабочих участках внутренним диаметром 50 мм и высотой 1000 и 3000 мм – РУ-1000/50 и РУ-3000/50.

К гидродинамическим характеристикам исследуемого процесса относятся скорость изменения объема (расход) изливаемой жидкости и динамика давления в рабочем участке. Результаты измерения объемов жидкости и относительного избыточного давления в эксперименте с рабочим участком РУ-3000/50 представлены на рис. 4.

Прекращение роста объема изливающейся жидкости и резкое повышение давления определяют момент опорожнения трубы – время истечения. В данном эксперименте оно составило 173,0 с. В опыте с рабочим участком высотой 1000 мм (РУ-1000/50) время истечения равнялось 46,0 с.

На рисунке 5 приведен пример записи показаний термопар, расположенных в нижней части рабочего участка РУ-3000/50, в одном из экспериментов (высота расположения термопар отсчитывалась от шарового крана, т.е. от нижней границы столба жидкости в рабочем участке). Из рисунка видно, что после открытия

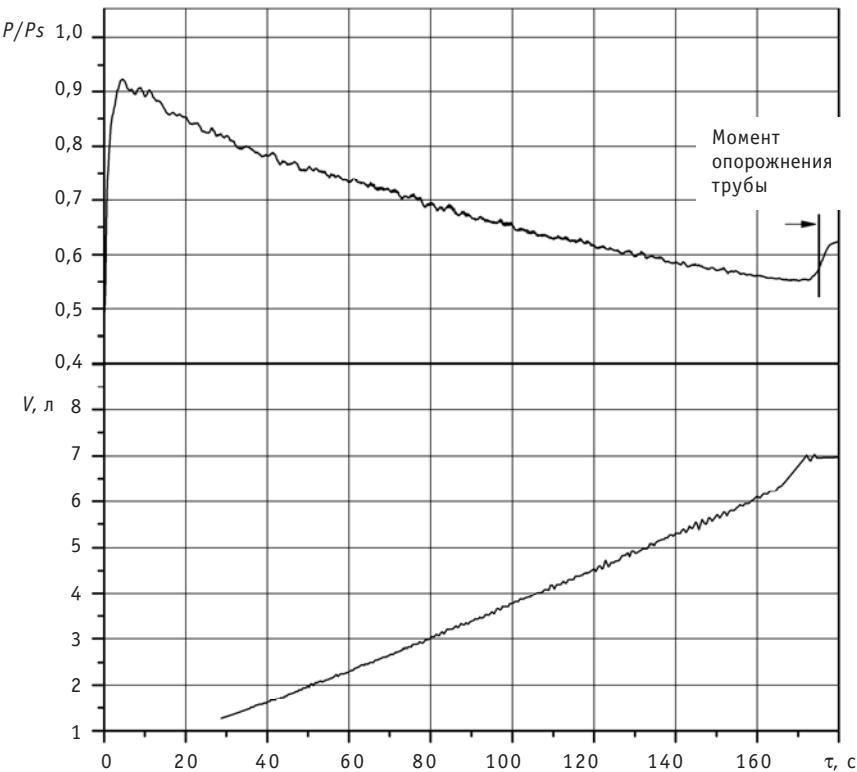


Рис. 4. Изменение относительного давления в верхней точке рабочего участка РУ-3000/50 и объема жидкости в мерном баке

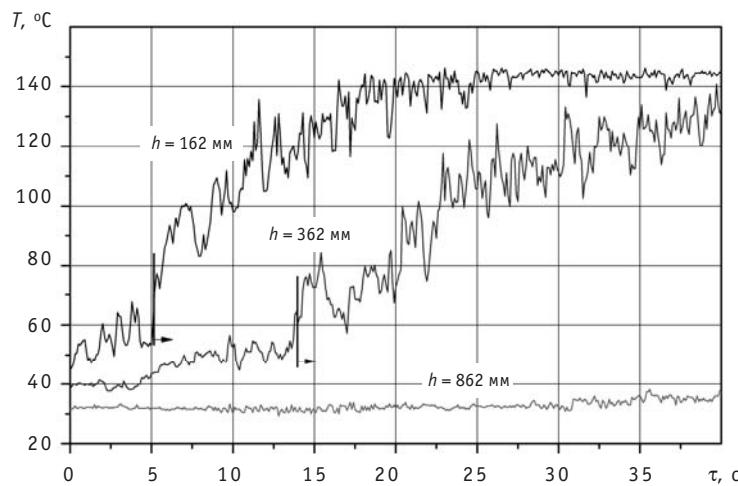


Рис. 5. Изменение температуры двухфазного потока в центре рабочего участка РУ-3000/50 в начальный период истечения; h – высота расположения термопар

шарового крана в момент времени $\tau=0$ с в объеме жидкости начинается рост температуры. Причем этот процесс последовательно с некоторым интервалом регистрируется термопарами, расположенными на разных высотах.

На рисунке 5 отмечены времена прохождения границей раздела фаз точек расположения термопар, составившие $\sim 5,5$ и 14 с для термопар, установленных на высотах 162 и 362 мм соответственно. После прохождения границы раздела фаз (термопары находятся в паровой фазе) наблюдается постепенный рост показаний термопары до температуры насыщения. Такое значение температуры сохранялось до момента опорожнения трубы, следовательно, в этой зоне постоянно присутствует парокапельная смесь, состоящая из восходящего потока пара и падающих объемов жидкости. Амплитуда пульсаций температуры после прохождения границы раздела фаз постепенно уменьшалась, а частота пульсаций увеличивалась, что свидетельствует о росте температуры падающих объемов жидкости, регистрируемых термопарой, и об уменьшении их размеров (дроблении). Это также сви-

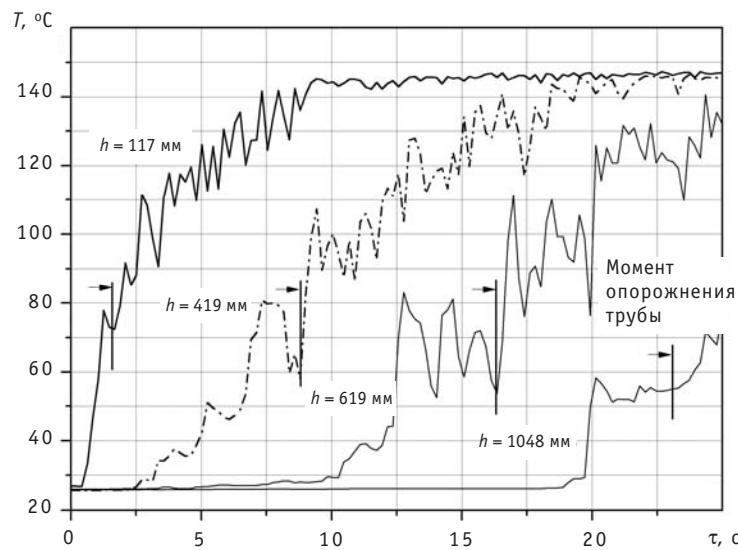


Рис. 6. Изменение температуры двухфазного потока в центре рабочего участка РУ-1000/98; h – высота расположения термопар

действует о продвижении границы взаимодействия пара и воды вверх в процессе истечения.

Для выяснения влияния диаметра трубы на время опорожнения были проведены эксперименты на рабочем участке РУ-1000/98 высотой 1000 мм и диаметром 98 мм. Распределение температур по высоте трубы показано на рис. 6.

Аналогично экспериментам на рабочих участках диаметром 50 мм в данных опытах также наблюдался последовательный рост показаний термопар, свидетельствующий о продвижении границы раздела фаз «пар-жидкость» вверх по мере опорожнения трубы.

ОБОБЩЕНИЕ ПОЛУЧЕННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ И ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ИСТЕЧЕНИЯ НЕДОГРЕТОЙ ВОДЫ ВО ВСТРЕЧНЫЙ ПОТОК ПАРА

Анализ результатов проведенных экспериментальных исследований позволил выявить следующие характерные особенности механизма опорожнения заглушенных труб во встречный поток пара:

- из-за интенсивной конденсации пар не доходит до верха трубы с образованием там уровня, т.е. происходит «зависание» водяного столба у верхней крышки рабочего участка;
- в трубе образуется ярко выраженная граница раздела фаз «пар-жидкость», движущаяся вверх по мере опорожнения;
- истечение воды происходит двумя путями – за счет формирования и свободного отрыва объемов жидкости с «зеркала» воды и удаления части жидкости вместе со стекающей по стенке пленкой конденсата;
- при падении объемы жидкости дробятся на более мелкие и прогреваются за счет конденсации на них потока пара, в связи с чем вслед за поднимающейся границей раздела фаз следует парокапельная смесь;
- параметры формирующегося парокапельного потока определяются совместным влиянием нестационарной конденсации пара на каплях различных размеров, движущихся с различными скоростями, и пленочной конденсацией на стенке; образующаяся сложная двухкомпонентная система характеризуется значительной неоднородностью распределения в объеме и изменением во времени размеров движущихся капель и параметров обеих фаз.

Графическое изображение описанной выше физической модели опорожнения заглушенной трубы во встречный поток пара представлено на рис. 7.

Измеренные экспериментально времена истечения и рассчитанные по ним скорости истечения воды во встречный поток пара приведены в табл. 1.

На основании полученных результатов была определена полуэмпирическая формула, описывающая процессы истечения воды из заглушенных сверху вертикальных труб в пар.

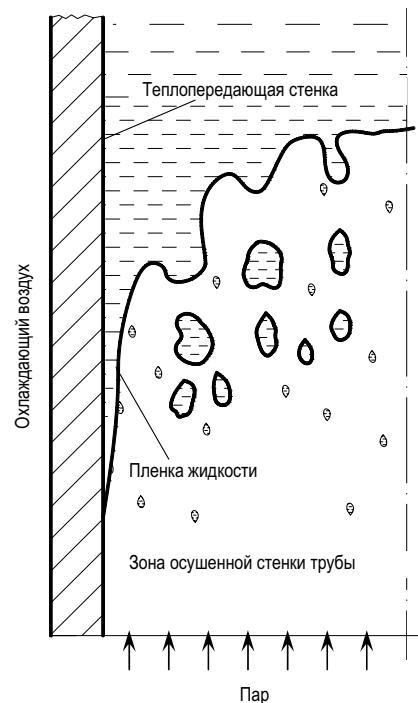


Рис. 7. Графическое изображение процесса взаимодействия воды со встречным потоком насыщенного пара в вертикальной заглушенной трубе

Таблица 1

Характеристики истечения воды во встречный поток пара в рабочих участках

Рабочий участок	Внутренний диаметр d , м	Высота трубы h , м	Время истечения $\tau_{\text{ист}}$, с	Средняя скорость истечения W , м/с
РУ-3000/50	$50 \cdot 10^{-3}$	3,0	173	$18,1 \cdot 10^{-3}$
РУ-1000/50	$50 \cdot 10^{-3}$	1,0	46,0	$24,7 \cdot 10^{-3}$
РУ-1000/98	$98 \cdot 10^{-3}$	1,0	23,0	$47,3 \cdot 10^{-3}$

Средняя скорость истечения рассчитывается по известной формуле:

$$W = c_0 \cdot \sqrt{gd}, \quad (1)$$

где c_0 – безразмерная эмпирическая константа, определяемая физикой процесса; $g = 9,81$ м/с² – ускорение свободного падения; d – внутренний диаметр трубы, м.

В нашем случае коэффициент c_0 должен быть дополнен коэффициентом ε_h , который является функцией отношения высоты к диаметру трубы, и выражение (1) примет вид

$$W = c \cdot \sqrt{gd} \cdot \varepsilon_h. \quad (2)$$

Для геометрии исследуемых рабочих участков $c_0 = 0,019$, а ε_h определяется зависимостью

$$\varepsilon_h = 1 + 17,1 \cdot \left(\frac{h}{d} \right)^{-1}. \quad (3)$$

Итоговое выражение для расчета средней скорости истечения

$$W = 0,019 \cdot \sqrt{gd} \cdot \left[1 + 17,1 \cdot \left(\frac{d}{h} \right)^{-1} \right]. \quad (4)$$

Время истечения можно рассчитывать по зависимости

$$\tau_{\text{ист}} = \frac{h}{W} = \frac{h}{0,019 \cdot \sqrt{gd} \cdot \left[1 + 17,1 \cdot \left(\frac{d}{h} \right)^{-1} \right]}. \quad (5)$$

Данная формула применима для расчета времени истечения недогретой воды

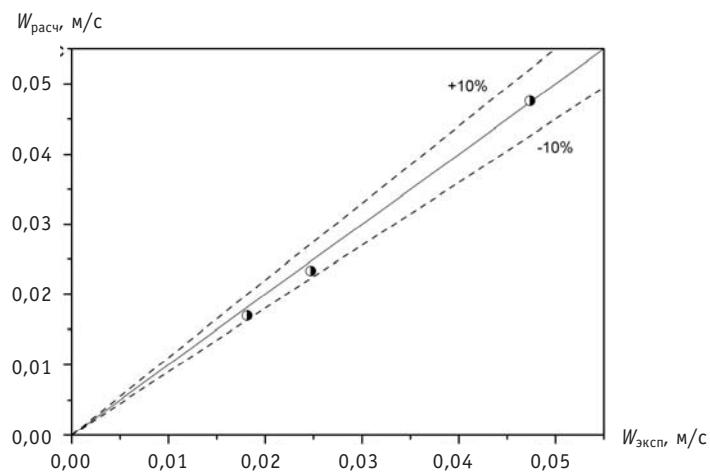


Рис. 8. Сравнение расчетных значений скоростей истечения с экспериментальными данными

во встречный поток пара из вертикальных труб высотой $h \geq 1$ м и диаметром $d = 0,05\text{--}0,1$ м.

Сравнение расчетных и экспериментальных данных по скоростям истечения представлено на рис. 8. Отклонение экспериментальных точек от предложенной расчетной зависимости не превышает 10%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Опыты, проведенные на экспериментальной установке с использованием трех рабочих участков различных высоты ($h=1,0; 3,0$ м) и диаметра ($d=0,05; 0,098$ м), показали, что скорость подъема границы раздела фаз «насыщенный пар-недогретая вода» изменялась в диапазоне 18–47 мм/с.

На основании проведенных экспериментов предложена физическая модель исследуемого процесса и получена полуэмпирическая зависимость для определения средней скорости истечения недогретой жидкости во встречный поток пара в вертикальной заглушенной трубе.

Полученные впервые экспериментальные данные по скоростям истечения холдной воды во встречный поток пара в вертикальной заглушенной трубе могут использоваться для корректировки проектной гидравлической схемы системы ГЕ-2 и приведения ее к необходимым характеристикам с учетом заданного времени выхода системы на проектный расход.

Литература

1. Беркович В.М., Копытов И.И., Таранов Г.С. и др. Особенности проекта АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности // Теплоэнергетика. – 2005. – № 1. – С. 9-15.
2. Кутателадзе С.С., Стырикович М.А. Гидравлика газожидкостных систем. – Л.: Энергоиздат, 1958. – 232 с.
3. Берман Л.Д., Гордон Б.Г., Богданов С.М. Опытные зависимости для расчета теплообмена при конденсации пара на диспергированной струе воды // Теплоэнергетика. – 1983. – № 3. – С. 19-22.
4. Морозов А.В., Цыганок А.А. Экспериментальные исследования теплогидравлических процессов в пассивной системе безопасности АЭС/XV школа-семинар молодых ученых и специалистов «Проблемы газодинамики и тепломассообмена в энергетических установках» (Калуга, 23-27 мая 2005 г.): Сб. трудов. – М.: МЭИ, 2005. – Т. 2. – С. 176-179.
5. Морозов А.В., Ремизов О.В., Цыганок А.А. Истечение воды из замкнутых емкостей во встречные потоки различных газовых сред // Известия Академии наук. Энергетика. – 2005. – № 1. – С. 110-118.

Поступила в редакцию 1.09.2009

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗМЕРЕНИЕ ТЕПЛОВОЙ МОЩНОСТИ МОДЕЛИ ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА ВВЭР В КОНДЕНСАЦИОННОМ РЕЖИМЕ В СЛУЧАЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин

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



На крупномасштабном стенде ГЕ2М-ПГ проведены экспериментальные измерения тепловой мощности модели парогенератора реактора ВВЭР, работающего в конденсационном режиме в случае запроектной аварии. Опыты проведены в условиях естественной циркуляции в первом (конденсирующийся пар) и втором (кипящая вода) контурах стенда при трех значениях давления пара первого контура P_{s1} : 0,21, 0,36, 0,77 МПа. Получена эмпирическая зависимость тепловой мощности теплообменных аппаратов, работающих в режиме конденсации пара, от перепада давлений между контурами.

Ключевые слова: реактор ВВЭР, горизонтальная труба, конденсация, естественная циркуляция.

Keywords: VVER reactor, horizontal tube, condensation, natural circulation.

ВВЕДЕНИЕ

В проекте «АЭС-2006» с реактором ВВЭР-1200 в случае запроектной аварии, связанной с разрывом трубопроводов первого контура реакторной установки, предусматривается использование системы пассивного отвода тепла (СПОТ) для охлаждения активной зоны. Система состоит из четырех независимых каналов, по одному на каждый парогенератор (ПГ). Каждый канал включает в себя два теплообменника-конденсатора, охлаждаемых атмосферным воздухом, трубопроводы пароконденсатного тракта и воздуховоды с затворами и регулятором. При авариях с разрывом главного циркуляционного трубопровода система пассивного отвода тепла обеспечивает перевод горизонтальных парогенераторов на работу в режиме конденсации пара первого контура, поступающего в трубчатку ПГ из реактора. Конденсат из парогенераторов поступает в активную зону, обеспечивая ее дополнительное охлаждение. Совместно с работой других пассивных систем СПОТ должна обеспечивать отвод остаточных тепловыделений от активной зоны в течение не менее 24 часов [1].

В результате конденсации в трубчатке ПГ пара первого контура происходит нагрев воды второго контура до температуры насыщения с получением пара. За счет естественной циркуляции в пароконденсатном тракте СПОТ пар поступает в воздушные теплообменники, установленные на наружной поверхности защитной

© А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин, 2009

оболочки. Пар конденсируется, отдавая тепло окружающему воздуху, и конденсат поступает обратно в межтрубное пространство ПГ. Таким образом, теплообменный аппарат, спроектированный на работу при вынужденном движении теплоносителей обоих контуров, переводится в режим работы многорядного горизонтального паротрубного конденсатора-испарителя при естественной циркуляции в обоих контурах и низких значениях температурного напора между ними. Такое резкое изменение режима работы парогенератора существенно изменяет и характер протекающих в нем процессов теплообмена. На экспериментальном стенде ГЕ2М-ПГ в ГНЦ РФ-ФЭИ были проведены измерения тепловой мощности парогенератора реактора ВВЭР, работающего в конденсационном режиме.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Стенд ГЕ2М-ПГ является крупномасштабной экспериментальной установкой, предназначеннной для исследования работоспособности пассивных систем безопасности, входящих в проект реактора ВВЭР нового поколения. В состав стенда входят модель парогенератора реактора ВВЭР, бак-аккумулятор пара объемом 16 м³, имитатор теплообменника СПОТ, охлаждаемый технической водой. Основное оборудование стенда связано между собой трубопроводами и оснащено запорно-отсечной арматурой. Высотные отметки размещения оборудования соответствуют проектным. Для уменьшения тепловых потерь оборудование и технологические линии теплоизолированы. Пар на экспериментальную установку подавался по специальному паропроводу от одного из отборов турбины ТЭЦ ФЭИ. На ри-

сунке 1 показано размещение основного оборудования, а на рис. 2 приведена принципиальная технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ.

При разработке парогенератора для стенда за базовый аппарат был принят существующий парогенератор ПГВ-1000 реактора ВВЭР. Геометрия теплопередающей трубы теплообменника: длина, наружный диаметр, толщина стенки соответствует геометрии трубы натурного парогенератора. Расстояние между крайними рядами трубок использованного на стенде теплообменника соответствует высоте трубного пучка парогенератора ПГВ-1000, что обеспечивает штатный режим конвекции воды в объеме межтрубного пространства. Площадь поверхности трубного пучка теплообменного аппарата, использовавшегося на стенде, в 46 раз меньше площади теплообменных трубок натурного парогенератора.

Модель парогенератора стенда ГЕ2М-ПГ представляет собой теплообменный аппарат с двумя вертикальными коллекторами Ø219 мм («горячим») и «холодным»). Трубный пучок

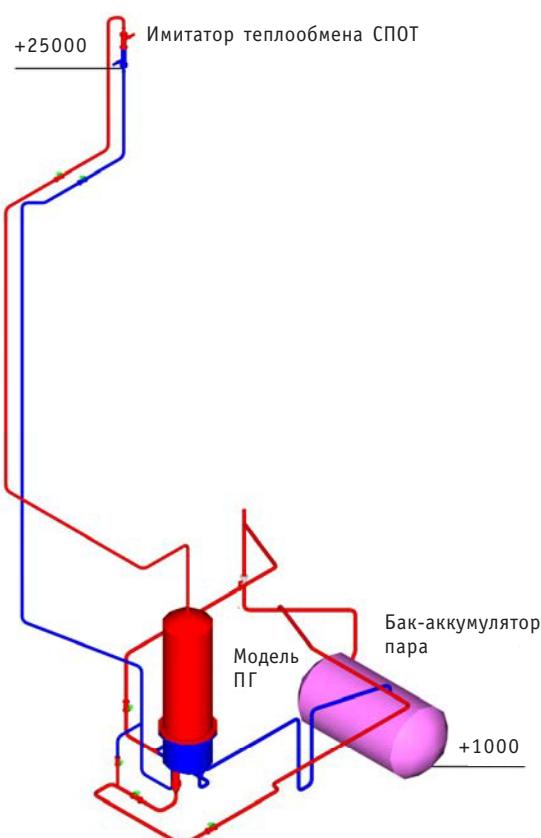


Рис. 1. Размещение основного оборудования на стенде ГЕ2М-ПГ

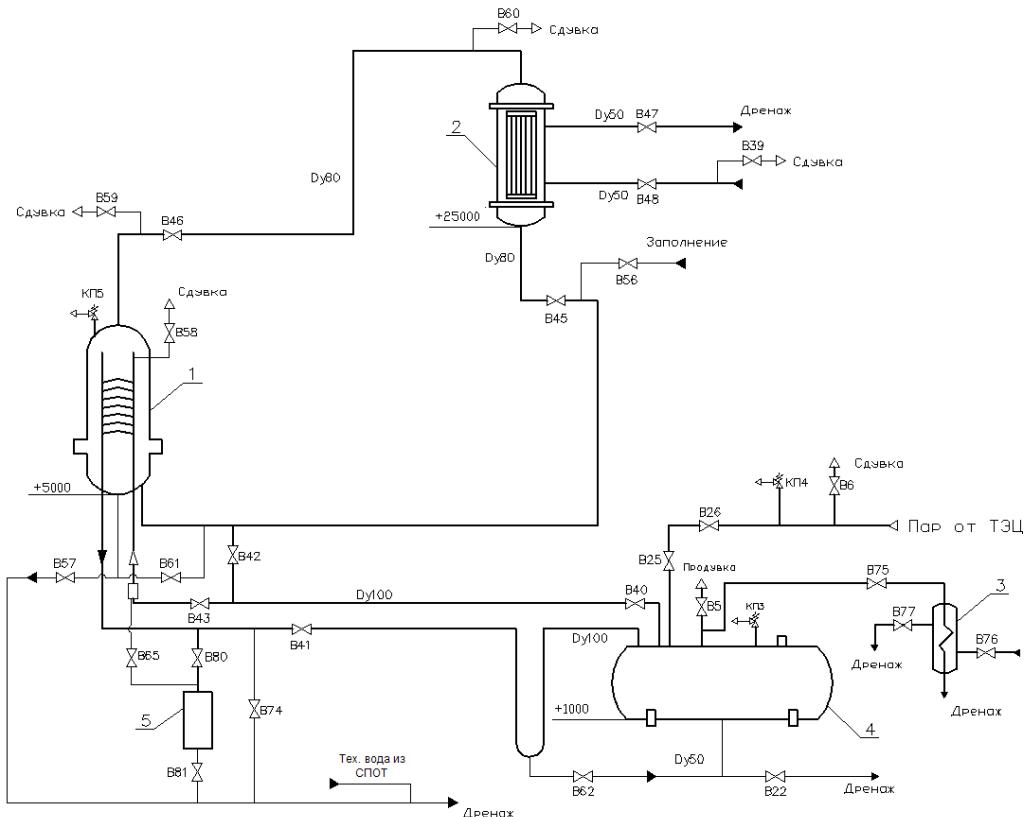


Рис. 2. Принципиальная технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ: 1- модель парогенератора; 2 – имитатор теплообменника СПОТ; 3 – конденсатор; 4 – бак-аккумулятор пара; 5 – мерный бак

состоит из 248 горизонтальных змеевиковых труб, набранных в 62 ряда с постоянным шагом 36,5 мм по высоте коллектора 2225 мм. Каждый ряд состоит из 4 труб диаметром 16×1,5 мм и длиной 10,2 м. Для обеспечения стока конденсата из трубного пучка змеевики выполнены с уклоном от центра в сторону обоих коллекторов с высотным перепадом 20 мм. Материал трубок – нержавеющая сталь X18H10T.

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяли регистрировать теплофизические параметры установки. Основными измеряемыми величинами являлись расход пара в трубчатку парогенератора (т.е. тепловая мощность) и температурный напор между теплоносителями (т.е. разность давлений насыщения пара между первым и вторым контурами). Расход пара регистрировался как вихревым расходомером, так и непосредственным измерением объема конденсата, стекающего из коллекторов и трубочки в мерный бак.

С помощью датчика дифференциального давления Метран-100-ДД измерялся перепад давления между контурами стенда, а с помощью дифференциальной термопары – температурный напор между средами первого (на входе в трубчатку) и второго (на выходе из объема межтрубного пространства) контуров. Кроме того, регистрировались давления и температуры по первому и второму контурам в нескольких точках, уровни жидкости в основных элементах стенда, а также параметры технической воды в имитаторе СПОТ (подогрев и расход). Модель парогенератора была оснащена более чем 100 кабельными термопарами Ø1,0 мм, позволяющими контролировать параметры сред первого и второго контуров стенда как в трубчатке, так и в межтрубном пространстве.

Регистрация давления по контурам стенда выполнялась с помощью пьезорезисторных датчиков избыточного давления Метран-100-ДИ (класс точности 0,25). Измерение уровней воды на стенде производилось гидростатическим методом с помощью датчиков разности давлений Метран-100-ДД (класс точности 0,25). Расход технической воды через теплообменник имитатора СПОТ контролировался с помощью измерения перепада давления на расходомерной шайбе прибором Метран-100-ДД. Измерение расхода пара на входе в модель ПГ осуществлялось с помощью вихревого счетчика пара Метран-332 (основная погрешность 1,5%). Частота опроса измерительных каналов компьютерной системы сбора составляла 1 Гц.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОПЫТОВ И ПОДДЕРЖАНИЕ РЕЖИМНЫХ ПАРАМЕТРОВ

Основной задачей проводимых исследований было измерение тепловой мощности модели парогенератора при работе в режиме конденсации пара (конденсационной мощности) при различных фиксированных давлениях первого контура P_{s1} и переменном давлении среды второго контура P_{s2} , т.е. при различных величинах температурного напора между контурами.

Границные и начальные условия экспериментов на стенде задавались на основе результатов расчетного моделирования процессов в реакторной установке. Анализ различных вариантов аварии с разрывом трубопроводов первого контура был выполнен по программе ТЕЧЬ-М-97 [2]. Исходя из результатов расчетов давление пара первого контура в экспериментах по исследованию работы ПГ в конденсационном режиме изменялось в диапазоне 0,2–0,8 МПа.

Величина конденсационной мощности в экспериментах выбиралась исходя из экспериментальной зависимости мощности СПОТ от давления в парогенераторе, которая была получена на полномасштабной модели СПОТ в ОКБ «Гидропресс» [3]. С учетом масштабного коэффициента и того, что на стенде моделируется только один из четырех каналов системы СПОТ, диапазон изменения конденсационной мощности модели ПГ в экспериментах на стенде составил 65–510 кВт.

Эксперименты на стенде проводились по следующей методике. В начале эксперимента подачей пара заданного давления осуществлялся последовательный прогрев бака-аккумулятора, модели ПГ, имитатора теплообменника СПОТ и трубопроводов первого и второго контуров стенда до установления стационарных параметров среды. Определяющим показателем прогрева стенда служило равномерное тепловое поле по всему объему воды второго контура в парогенераторе и стабильность давлений в первом и втором контурах. Одновременно, с целью недопущения наличия в контурах паровоздушной смеси, открытием соответствующих продувочных вентилей обеспечивалась сдувка воздуха из трубопроводов и основного оборудования стенда. Затем с помощью изменения расхода технической воды через имитатор СПОТ устанавливались необходимые значения давления второго контура. После установления стационарного режима в течение не менее 1200 с производилась запись параметров с помощью системы сбора.

Особое внимание при проведении экспериментов было уделено поддержанию стабильных параметров сред первого и второго контуров. Из-за наличия процессов естественной циркуляции и небольших температурных напоров принципиально важным было поддержание постоянства давления греющего пара первого контура, что осуществлялось с помощью использования конденсатора (позиция 3 на рис. 2), соединенного с баком-аккумулятором пара. В ходе выполнения экспериментов проводилась регулировка расхода пара из бака-аккумулятора пара в конденсатор, охлаждаемый технической водой. Изменение расхода пара давало возможность как уменьшать, так и увеличивать величину давления на стенде. Исполь-

зование данной системы позволяло поддерживать в ходе опытов давление с точностью $\pm 0,01$ МПа. В качестве примера на рис. 3 приведены значения давлений в обоих контурах для одного из экспериментов.

Теплоизоляция как самого парогенератора, так и трубопроводов второго контура стенда обеспечивала поддержание равномерного температурного поля по всему объему воды второго контура в модели ПГ. Разность температур воды в межтрубном пространстве как по радиусу, так и по высоте теплообменного аппарата не превышала $0,8^\circ\text{C}$, что исключало недогрев воды. Пример записи температуры жидкости в межтрубном пространстве для одного из опытов приведен на рис. 4.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Были проведены три серии опытов при средних значениях давления пара первого контура P_{s1} : 0,21, 0,36, 0,77 МПа. Под серией понимается несколько экспериментов, проведенных при постоянном давлении P_{s1} и различных значениях P_{s2} , т.е. при изменении разности давлений ΔP между первым и вторым контурами. Диапазон исследованных перепадов давлений составлял примерно 18–90 кПа.

На рисунке 5 показано изменение величины расхода пара, конденсирующегося в модели ПГ, при различных значениях перепада давления между контурами. Видно, что расход пара возрастает с увеличением перепада давлений ΔP (или соответствующего температурного напора ΔT) между контурами. Однако градиент $\Delta Q/\Delta P$ с ростом давления первого

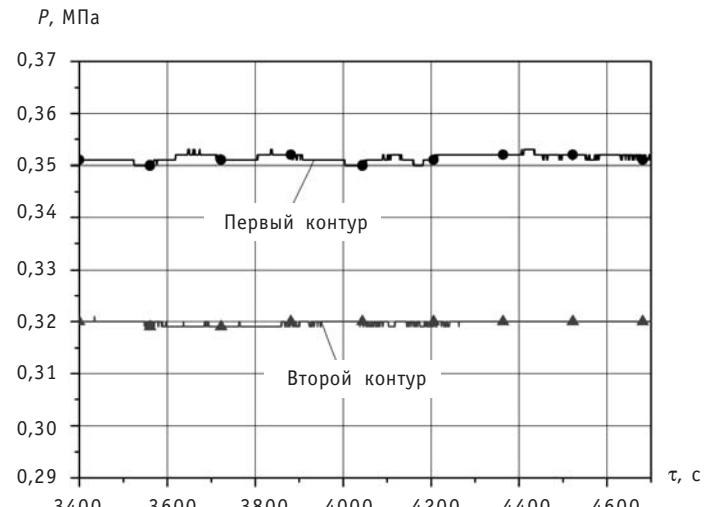


Рис. 3. Давление пара первого и второго контуров в эксперименте.
 $Q_{\text{пара}} = 128 \text{ м}^3/\text{ч}$; τ - время с момента установления стационарного режима

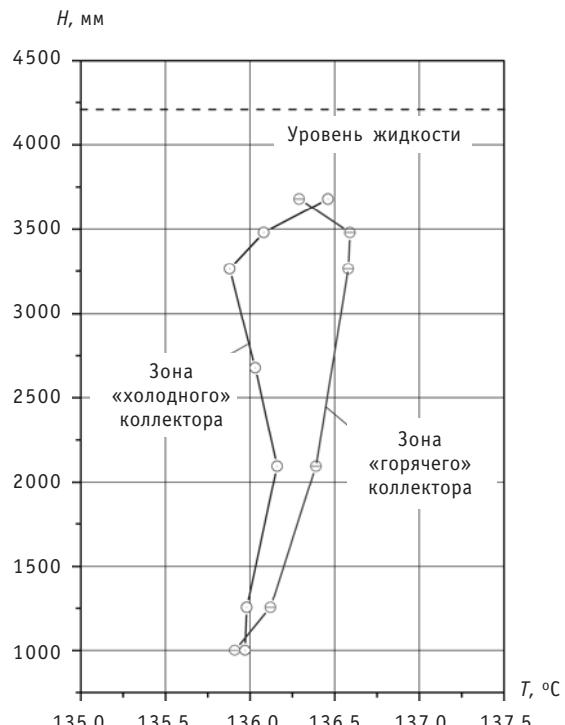


Рис. 4. Распределение температуры жидкости по высоте в межтрубном пространстве (расстояние от стенки корпуса – 280 мм) в эксперименте: $Q_{\text{пара}} = 128 \text{ м}^3/\text{ч}$; H – расстояние от днища корпуса модели ПГ

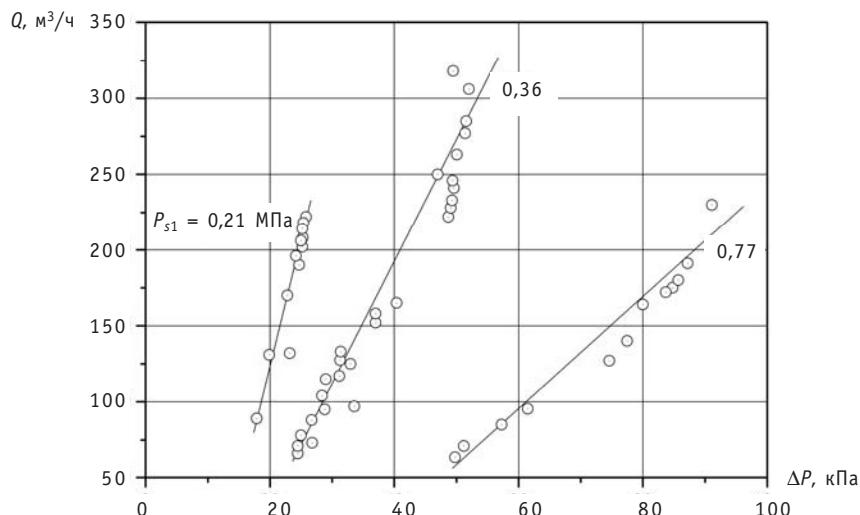


Рис. 5. Зависимость объемного расхода пара на модель парогенератора от перепада давлений между контурами

контура уменьшается, что связано с изменением физических параметров пара, в первую очередь, комплекса $r\rho'$.

Поступающий в модель ПГ пар конденсируется как внутри трубного пучка, так и на внутренней поверхности вертикальных коллекторов. Количество пара, сконденсировавшегося в коллекторах, определялось по зависимости для конденсации медленно двигающегося пара [4]. Для каждого проведенного эксперимента была определена величина расхода пара, сконденсировавшегося в коллекторах. В дальнейших расчетах тепловых характеристик модели парогенератора использовалась только величина расхода пара, сконденсировавшегося в трубном пучке.

Полученные экспериментальные данные по исследованию процессов теплопередачи от конденсирующегося пара к кипящей воде при работе ПГ в конденсационном режиме были обобщены в виде зависимости коэффициента теплопередачи от величин плотности теплового потока и давления первого контура $k = f(q, P_{s1})$. Использование коэффициента теплопередачи k в качестве обобщающего параметра обусловлено сложностью экспериментального определения коэффициентов теплообмена α как со стороны конденсирующегося пара, так и со стороны кипящей воды. Причинами этого является неравномерность температурных напоров по длине теплопередающей трубы при конденсации греющего пара. Кроме того, достаточно сложно оценить турбулизирующее влияние каждого последующего ряда трубок на процессы теплообмена. Поэтому целесообразно обобщение экспериментальных данных проводить по среднему для всего объема параметру, который объединял бы оба физических процесса (конденсацию и кипение). Таким параметром в данных условиях может быть только коэффициент теплопередачи, который можно рассчитывать по балансному соотношению

$$Q = \frac{kF\Delta T}{r\rho'_1}, \quad (1)$$

где Q – расход пара, сконденсированного в горизонтальном трубном пучке ПГ, m^3/s ; F – площадь теплопередающей поверхности трубного пучка парогенератора, m^2 ; ΔT – температурный напор между контурами, K ; r – удельная теплота парообразования, $Dж/кг$; ρ'_1 – плотность пара первого контура, kg/m^3 .

По экспериментально измеренным величинам расхода пара и температурного

напора была получена зависимость коэффициента теплопередачи от плотности теплового потока, приведенная на рис. 6. Видно, что значения плотности теплового потока в экспериментах составляли 400–2800 Вт/м², при этом величина k достигала 650 Вт/м².К.

Для каждого исследованного давления экспериментальные данные осредняются линиями, соответствующими зависимостям

$$k = Aq^{0.5}P_{s1}^n. \quad (2)$$

Обобщение экспериментальных данных по формуле (2) в исследованном диапазоне давлений дает следующее соотношение:

$$k = 13,6q^{0.5}P_{s1}^{0.4}, \quad (3)$$

где k – коэффициент теплопередачи, Вт/м².К; q – плотность теплового потока, Вт/м²; P_{s1} – давление пара первого контура, МПа.

Полученная эмпирическая зависимость применима для диапазона давлений греющего пара $P_{s1}=0,2$ –0,8 МПа и позволяет рассчитывать теплопередачу при конденсации пара в теплообменниках с многорядным горизонтальным

трубным пучком в условиях отвода тепла к кипящей воде и наличии естественной циркуляции теплоносителей в обоих контурах.

По формуле (3) можно рассчитывать интенсивность теплообмена с поверхности трубчатки и анализировать влияние режимных параметров на теплопередачу. Однако главной задачей исследований было определение тепловой мощности парогенератора, работающего в режиме конденсации пара. Из формулы (3), учитывая $N=kF\Delta T$, получаем выражение для конденсационной мощности:

$$N_{\text{кон}}=184F\Delta T^2P_{s1}^{0.8}, \quad (4)$$

где F – площадь теплообменной поверхности трубного пучка, м².

Из формулы (4) видно, что величина $N_{\text{кон}}$ сильно (в квадрате) зависит от температурного напора (перепада давлений) между контурами и слабо (в степени 0,8) – от давления греющего пара.

На рисунке 7 показано сравнение расчетных величин конденсационной мощности с экспериментальными данными. Как видно из графика, расхождение не превышает 20%.

Таким образом, на основании проведенных экспериментальных исследований получена эмпирическая зависимость для расчета конденсационной мощности теплообменных аппаратов с многорядным горизонтальным трубным пучком, работающих в режиме конденсации пара при условиях естественной циркуляции и низких температурных напорах.

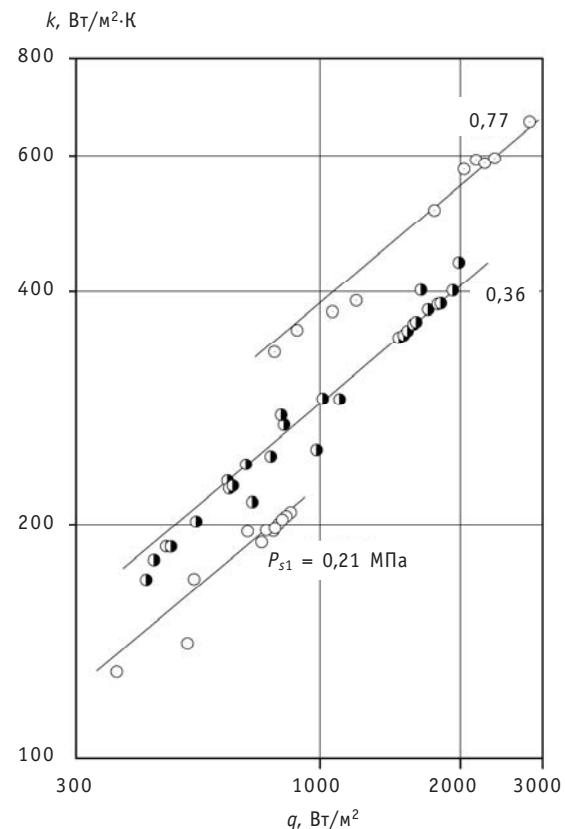


Рис. 6. Зависимость коэффициента теплопередачи от плотности теплового потока. P_{s1} – давление пара первого контура

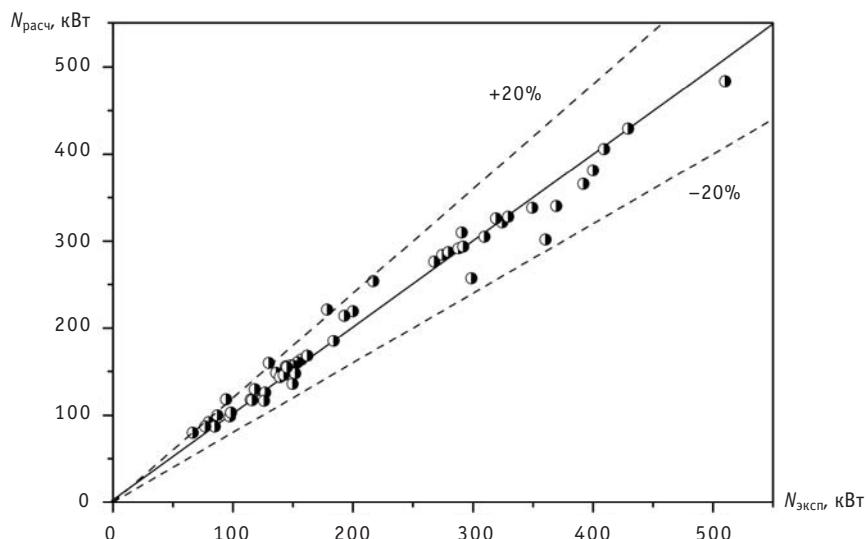


Рис. 7. Сравнение расчетных величин конденсационной мощности модели парогенератора реактора ВВЭР с экспериментальными данными

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- На экспериментальном стенде ГЕ2М-ПГ проведены измерения тепловой мощности модели парогенератора, работающего в конденсационном режиме. Опыты проведены при давлении греющего пара P_{s1} , равном 0,21, 0,36, 0,77 МПа.
- Обобщающим экспериментальными данными критерием является величина коэффициента теплопередачи k , которая зависит от плотности теплового потока $k \sim q^{0,5}$ и давления насыщения пара первого контура $k \sim \Delta P_{s1}^{0,4}$.
- На основании проведенных экспериментальных измерений впервые получена эмпирическая зависимость для расчета конденсационной мощности $N_{кон}$. Величина $N_{кон}$ сильно зависит от температурного напора (перепада давлений) между контурами $N_{кон} \sim \Delta T^2$ и слабо – от давления греющего пара $N_{кон} \sim P_{s1}^{0,8}$.
- Полученная эмпирическая зависимость может использоваться для обоснования работы теплообменного оборудования АЭС с реактором ВВЭР в нештатном конденсационном режиме, а также применяться для верификации расчетных кодов.

Литература

- Корщунов А.С., Таранов Г.С. Использование пассивных технологий обеспечения безопасности в проекте НВАЭС-2. Пути совершенствования пассивных технологий для исключения тяжелых аварий//VI Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (М., 21-23 мая 2008 г.): Сб. трудов. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 2008. – С. 979-990.
- Беркович В.М., Копытов И.И., Таранов Г.С. и др. Особенности проекта АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности//Теплоэнергетика. – 2005. – № 1. – С. 9-15.
- Григорьев М.М., Плаксеев А.А., Подпорина Н.А. Мощностные характеристики системы пассивного отвода тепла АЭС с ВВЭР-1000 в зависимости от параметров среды в парогенераторе//VI Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (Подольск, 22-24 марта 2004 г.): Сб. докладов. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. 1 электр. опт. диск (CD-ROM).
- Кутателадзе С.С., Боришанский В.М. Справочник по теплообмену. – М.: Госэнергоиздат, 1958. – 414 с.

Поступила в редакцию 1.09.2009

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ТОПЛИВА ВВЭР-1000 В УСЛОВИЯХ, МОДЕЛИРУЮЩИХ II И III СТАДИИ ПРОЕКТНОЙ АВАРИИ «БОЛЬШАЯ ТЕЧЬ»

**А.В. Алексеев, А.В. Горячев, В.В. Калыгин, И.В. Киселева,
В.Н. Шулимов**
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Рассмотрены методические вопросы подготовки и проведения в реакторе МИР эксперимента, моделирующего условия, характерные для II и III стадий аварии «Большая течь» реактора ВВЭР-1000. Представлены сведения об основных результатах эксперимента.

Ключевые слова: реактор МИР, топливо ВВЭР-1000, проектная авария, «Большая течь», методика испытания, формоизменение оболочек.

Key words: MIR Reactor, VVER-1000 fuel, design-basis accident, «Large-Leak», testing procedure, cladding deformation.

Для обоснования безопасности действующих и проектирования новых реакторов необходимо изучить поведение твэлов и ТВС в режимах проектных аварий. Одной из наиболее тяжелых по последствиям является авария с потерей теплоносителя, которая может быть вызвана разрывом трубопровода первого контура охлаждения с максимальным диаметром 800 мм («Большая течь»). Такая авария классифицируется как максимальная проектная для энергетической установки.

Результаты исследований, проведенных на стендах с электрообогреваемыми имитаторами твэлов и в защитных камерах с выгоревшими твэлами, показывают, что последствия аварии во многом определяются исходным состоянием твэлов и условиями эксплуатации. Важную роль играют выгорание топлива, линейная мощность твэлов на момент возникновения течи, параметры теплоносителя, а также максимальная температура твэлов, скорость ее изменения, длительность нагрева, условия повторного залива.

Сложность расчетного моделирования всей совокупности процессов в активной зоне при аварии «Большая течь» вызывает необходимость проведения модельных интегральных реакторных экспериментов, в которых в качестве испытываемых объектов используются многоэлементные сборки твэлов. Такие эксперименты было решено проводить в исследовательском реакторе МИР [1], который имеет в своем составе специализированную пароводянную петлевую установку ПВП-2. Результаты выполненных исследований [2] доказали возможность безопасного

© А.В. Алексеев, А.В. Горячев, В.В. Калыгин, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов, 2009

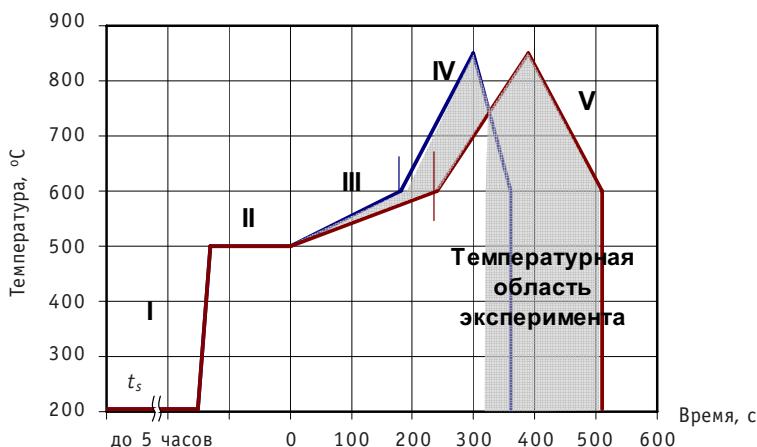


Рис. 1. Температурный сценарий эксперимента: I – режим выпаривания (до 5 ч); II – выдержка при температуре высыхания оболочки твэлов (150–250 с); III – IV – V – режим второй и третьей стадии максимальной проектной аварии (III – 180–240 с, IV – 120–150 с, V – 60–120 с)

проведения в реакторе испытаний твэлов ВВЭР в режимах, моделирующих аварии с потерей теплоносителя.

Для реализации первой стадии максимальной проектной аварии ВВЭР-1000 требуется специальный контур охлаждения, оснащенный техническими средствами имитации разрыва главного циркуляционного трубопровода. В настоящее время соответствующая экспериментальная установка на реакторе МИР отсутствует. Поэтому пока проводят испытания с моделированием условий, характерных для второй и третьей стадии аварии, которые представляют самостоятельный интерес, так как именно на второй стадии прогнозируется наибольшее число разгерметизировавшихся твэлов.

Температурный сценарий эксперимента выбран на основании расчетных температурных зависимостей для переходного процесса в активной зоне с учетом физических и технических возможностей реактора МИР (рис. 1). Температура, с которой начинается моделирование нагрева и охлаждения твэлов, составляет 500°C. До 700°C скорость нагрева не лимитируется, в дальнейшем она должна быть не менее 1°C/с. Скорость охлаждения твэлов после достижения максимальной температуры не менее 1,5°C/с. Расчетный термоудар при повторном смачивании на третьем этапе аварии обеспечивается быстрым сбросом мощности реактора (ввод в активную зону стержней аварийной защиты) с последующим увеличением расхода теплоносителя с температурой 100°C.

Для проведения испытания была использована экспериментальная ТВС, представляющая собой фрагмент ТВС ВВЭР-1000, состоящий из 19 укороченных твэлов (длина топливного сердечника 1000 мм): 16 твэлов со свежим топливом и три рефабрикованных твэла (выгорание ~50 МВт·сут/кгУ), которые изготовлены из отработавшего твэла ВВЭР-1000.

Для определения условий испытания экспериментальная ТВС была оснащена датчиками температуры и давления:

- 12 термоэлектрических преобразователей для измерения температуры оболочки – по три на четырех твэлах в зоне горячего пятна;
- три термоэлектрических преобразователя для измерения температуры центра топливного сердечника – по одному в двух твэлах со свежим топливом и в рефабрикованном твэле, установленном в центре экспериментальной ТВС;
- три датчика давления газа под оболочкой – на трех твэлах со свежим топливом;

- по одному термоэлектрическому преобразователю в области перегрева на оболочках твэлов с датчиком давления;
- три термоэлектрических преобразователя для измерения температуры теплоносителя – один на входе в пучок твэлов, два на выходе.

Схема расположения твэлов представлена на рис. 2.

Суммарную мощность экспериментальной ТВС в режиме разогрева оболочки определяли относительным методом по показаниям ионизационной камеры, абсолютную привязку осуществляли методом теплового баланса при работе в режиме, близком к номинальному, с учетом экспериментально определенных уточняющих коэффициентов.

Минимальное давление в первом контуре, при котором может работать петлевая установка, составляет 1,3–1,7 МПа, что значительно превышает остаточное давление в ВВЭР-1000 при аварии «Большая течь». Для создания модельного перепада давления на оболочке 5,5–6 МПа исходное давление гелия под оболочкой составляло 2,7 МПа. Режим испытания, характерный для второй и третьей стадий аварии, был реализован в герметичном контуре петлевой установки при давлении 1,7 МПа. Нагрев осуществляли при расходе теплоносителя 8–11 г/с путем увеличения мощности реактора с расчетной скоростью.

Эксперимент проводили в два этапа: предварительное облучение и реализация параметров второй и третьей стадий аварии ВВЭР-1000. Основное назначение первого этапа – накопление необходимого количества радионуклидов для последующего радиометрического анализа. На данном этапе параметры теплоносителя не моделировали, мощность ограничивали максимальной линейной мощностью рефабрикованного твэла (250 Вт/см). На втором этапе параметры испытаний полностью определялись сценарием эксперимента в соответствии с рис. 1.

Важным условием при подготовке и проведении эксперимента является обеспечение минимальной неравномерности энерговыделения по сечению пучка. В этом случае все твэлы попадают в режим перегрева, что улучшает качественные показатели эксперимента, в том числе и статистику. Достигалось это профилированием обогащения топлива в свежих твэлах, которое было снижено до 2,5%, что соответствует концентрации делящихся нуклидов (с учетом ^{239}Pu) в выгоревшем до 50 МВт·сут/кгУ топливе. Кроме того, вокруг петлевого канала были размещены рабочие ТВС реактора МИР со свежим топливом, и все ближайшие к петлевому каналу органы регулирования полностью извлекали из активной зоны. В результате коэффициент неравномерности энерговыделения не превысил значения 1,15.

Оснащение экспериментальной ТВС внутриреакторными детекторами позволило отслеживать изменение параметров в режиме реального времени (рис. 3, 4). Начало реализации температурного сценария, приведенного на рис. 1, соответствует времени 19:39. Динамика изменения температуры оболочки в различных сечениях приведена для твэла в одной ячейке. Для твэлов, расположенных в дру-

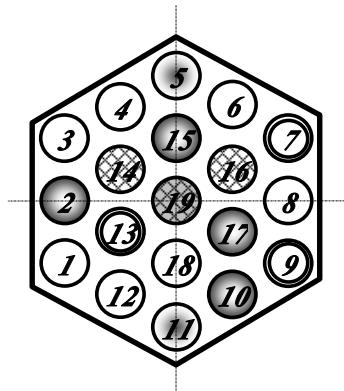


Рис. 2. Схема размещения твэлов в экспериментальной ТВС: свежие твэлы – неинструментованные (1, 3, 4, 6, 8, 12, 18), с тремя термоэлектрическими преобразователями на оболочке (2, 10, 15, 17), с датчиком давления и термоэлектрическим преобразователем на оболочке (7, 9, 13), с термоэлектрическим преобразователем внутри топливного сердечника (5, 11); рефабрикованные твэлы – неинструментованные (14, 16), с термоэлектрическим преобразователем внутри топливного сердечника (19)

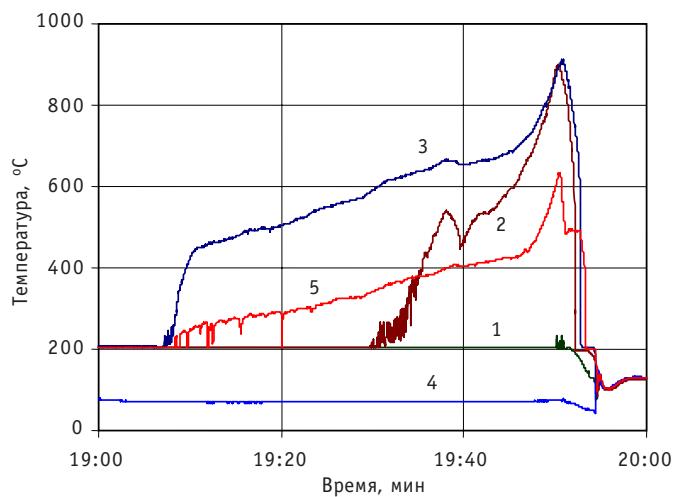


Рис. 3. Температура оболочки твэла 2 на расстоянии от опорной решетки 562 (1), 757 (2), 887 мм (3). Температура теплоносителя на входе (4) и на выходе (5) из экспериментальной ТВС

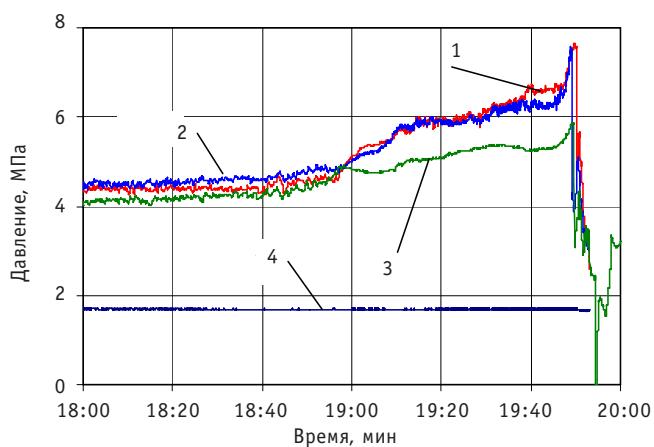


Рис. 4. Давление газа под оболочкой твэлов 9 (1), 7 (2), 13 (3) и в первом контуре (4)

гих ячейках, изменяются только максимальная температура в соответствии с коэффициентом неравномерности энерговыделения и немного область перегрева оболочки.

В ходе экспериментов установлено:

- параметры твэлов, характерные для второй стадии аварии «Большая течь», достигаются при мощности экспериментальной ТВС $\sim 45\text{--}48$ кВт;
- при высоте топливного сердечника 1000 мм размер горячего пятна в режиме второй стадии аварии составляет не менее 400 мм;
- все датчики давления зафиксировали разгерметизацию оболочки на стадии ее разогрева;
- температура оболочки, при которой произошла разгерметизация твэлов, составляет $\sim 820^\circ\text{C}$;
- неравномерность температуры по периметру твэла вследствие низкой теплоотдачи и отсутствия межячеевого перемешивания теплоносителя может достигать $80\text{--}100^\circ\text{C}$.

В процессе послереакторных материаловедческих исследований экспериментальной ТВС было выявлено:



Рис. 5. Характер деформации оболочек рефабрикованного (слева) и свежего (справа) твэлов

- раздутие и разгерметизация оболочек твэлов;
- увеличение диаметра оболочек локализовано на участке, соответствующем зоне осушения активной части ЭТВС;
- участки максимальной окружной деформации оболочек относительно равномерно распределены как по поперечному сечению, так и по высоте осущеной зоны активной части экспериментальной ТВС;
- максимальная относительная блокировка проходного сечения находится в интервале 20–30%;
- разгерметизация оболочек носит характер пластичного разрыва;
- поведение оболочек выгоревших и свежих твэлов в условиях испытаний, реализованных в эксперименте, не отличается (рис. 5), что объясняется, по-видимому, отжигом радиационных дефектов в облученных оболочках на стадии нагрева твэлов при достижении температуры $\sim 500^{\circ}\text{C}$;
- дистанционирующие решетки оказывают существенное влияние на охлаждение пучка твэлов. На это указывает резкое снижение деформации оболочек перед дистанционирующей решеткой, находящейся в зоне осушения, и полное отсутствие деформации оболочек под решеткой.

Проведенные исследования позволили получить экспериментальные данные, необходимые для расчетных кодов, описывающих термомеханическое состояние оболочки твэлов.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шуликов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. – С. 58-65.

Поступила в редакцию 31.07.2009

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТИ И ПОВРЕЖДЕННОГО ОБЪЕМА МНОГОФАЗНЫХ АКТИНОИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ

А.А. Козарь

Учреждение Российской Академии наук, Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва



Предложено количественное определение радиационной гетерогенности многофазных актиноидных композиций, позволяющее сравнивать их по степени радиационной устойчивости к самооблучению тяжелыми заряженными частицами без подробного описания этих систем. Определена радиационная гетерогенность матриц в зависимости от диаметра включенных в них актиноидных микросфер и микроцилиндров. Проведен расчет поврежденного объема матриц, содержащих различные концентрации актиноидов в виде микросфер и микроцилиндров. Показано, что увеличение размеров актиноидной фазы дает возможность повысить ее содержание в матрице без роста дозовой нагрузки на каркас.

Ключевые слова: радиационная устойчивость, гетерогенность, актиноид, трансмутационные мишени.

Key words: radiation stability, heterogeneity, actinide, transmutation targets.

ВВЕДЕНИЕ

Повышение радиационной устойчивости материалов, содержащих актиноиды, к самооблучению тяжелыми заряженными частицами – ядрами гелия, ядрами отдачи и осколками деления – является одной из важных задач ядерного топливного цикла. К указанным материалам относятся трансмутационные мишени и ядерное топливо, для которых становится возможным увеличение предельно допустимого выгорания, а также предназначенные для долговременного хранения или захоронения иммобилизаторы, в которых можно заметно повысить содержание актиноидных отходов.

Одним из путей решения проблемы может стать переход к радиационно гетерогенной структуре рассматриваемых композиций, т.е. к формированию их в виде многофазной системы, в которой размеры излучающей фазы (или смеси фаз) превышают длину пробега конкретных тяжелых заряженных частиц в актиноидном материале. Поглощение части тяжелых ядер внутри излучающих актиноидных включений позволяет, иногда довольно значительно, снизить дозовую нагрузку на скелет матрицы. Понятие радиационной гетерогенности системы относительно дан-

ного короткопробежного излучения впервые введено в публикации [1], где также проведено расчетное сравнение количества вызванных тяжелыми частицами повреждений в гомогенных и гетерогенных матрицах в зависимости от размеров излучающих включений шаровой и цилиндрической формы. Некоторые характеристики гетерогенных систем изучались в рамках программы по созданию ядерного топлива с инертной матрицей (IMF) – прочность, теплопроводность, приближенная величина неповрежденного объема и др. [2–4]. В то же время количественного определения радиационной гетерогенности, позволяющего легко сравнивать между собой гетерогенные системы, содержащие излучающий материал в виде разных по форме и размерам частиц, до сих пор введено не было. В данной работе сделана попытка восполнить указанный пробел, а также уточнить оценки неповрежденного объема в рассматриваемых актиноидных системах.

МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТИ

Функция радиационной гетерогенности должна монотонно расти при снижении выхода короткопробежного излучения за пределы актиноидной частицы. Кроме того, требуется, чтобы она принимала нулевое значение при размерах актиноидных включений, излучающих данный вид тяжелых заряженных частиц, менее длины пробега последних в материале актиноидной фазы, когда система становится радиационно-гомогенной. Указанным условиям удовлетворяет следующее определение радиационной гетерогенности

$$g = \lg \frac{I^{tot}}{I}, \quad (1)$$

где I^{tot} – суммарная мощность генерации данного короткопробежного излучения в гетерогенной системе; I – суммарный поток этого излучения, выходящий за пределы актиноидных частиц-источников. Величина, обратная стоящей под знаком

логарифма $Y = \left(\frac{I^{tot}}{I} \right)^{-1} = 10^{-g}$, есть относительный выход короткопробежного излучения из актиноидной фазы. Хотя функция g может принимать любое неотрицательное значение, реально интерес представляет сравнение систем, в которых выход Y составляет не менее 1%, что соответствует отрезку значений радиационной гетерогенности [0,2] (рис. 1а).

В наиболее общем виде величину I можно найти так:

$$I = \sum_i n_i \iiint_{(x,y,z)} I_i(x, y, z) P_i(x, y, z) dx dy dz, \quad (2)$$

где n_i – относительное количество актиноидных частиц i -той геометрической формы; $I_i(x, y, z)$ – суммарный поток излучения, покидающего объем этих частиц в зависимости от их размеров в координатах (x, y, z) ; $P_i(x, y, z)$ – нормированное распределение этих частиц по размерам. Следует отметить, что даже частицы актиноидных порошков имеют довольно ограниченное количество геометрических форм, не говоря уже о наиболее перспективных для производства рассматриваемых систем микросферах, получаемых обычно методом «золь-гель» [5]. Диапазон изменения размеров частиц также очень узок, что диктуется необходимостью стандартизации физико-химических свойств ядерного топлива, трансмутационных мишней и иммобилизаторов. Это значительно облегчает практическое использование выражения (2). Стоящие под знаком интеграла функции в (2) могут быть приведены к виду зависимостей от одного характерного параметра, поскольку в данном случае предполагается раздельное рассмотрение геометрически подобных фигур. Например, для удовлетворяющих принципу подобия конусовидных

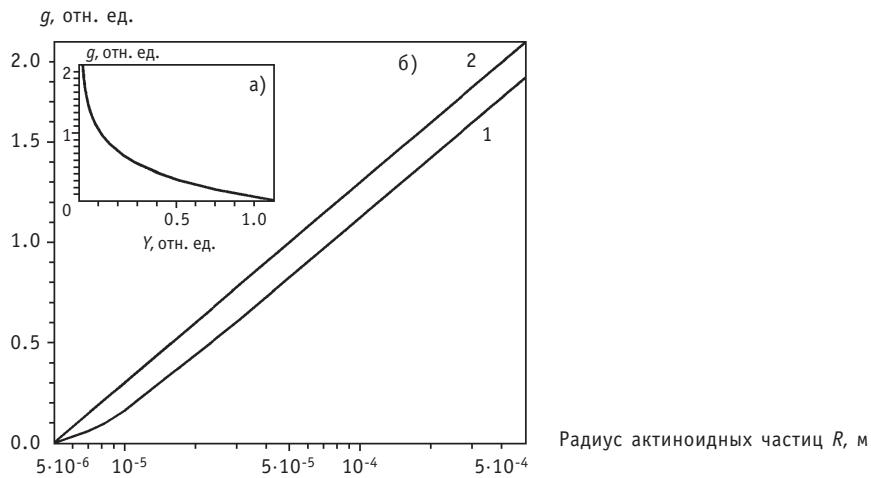


Рис. 1. Зависимость радиационной гетерогенности g от относительного выхода Y короткопробежного излучения из актиноидной фазы а) и от радиуса R сферических 1 и цилиндрических 2 актиноидных частиц при пробеге ядер гелия и осколков деления в актиноидном материале $\bar{R} = 10^{-5}$ м – б)

частиц с эллиптическим основанием в качестве характерного параметра может быть выбрана одна из осей последнего.

При единичной объемной мощности излучающего материала поток частиц из не имеющих внутренних полостей микросферы радиуса R и микроцилиндра с длиной h , намного превосходящей его радиус R ($h \gg R$), дается соответственно выражениями [1]

$$I_{sph}(R) = 2\pi \left(\frac{R^3}{3} - \frac{R^4}{8\bar{R}} + \frac{R^2\bar{R}}{4} \right) \text{ и } I_{cyl}(R) \approx \pi \left(\frac{R^2}{2} - \frac{R^3}{4\bar{R}} + \frac{R\bar{R}}{4} \right) h \text{ при } \bar{R}/2 < R \leq \bar{R}, \quad (3)$$

$$I_{sph}(R) = 2\pi \left(\frac{R^2\bar{R}}{2} - \frac{\bar{R}^3}{24} \right) \text{ и } I_{cyl}(R) \approx \pi \frac{R\bar{R}}{2} h \text{ при } R \geq \bar{R}, \quad (4)$$

где \bar{R} – длина пробега тяжелых частиц в материале актиноидных включений.

В точке $R = \bar{R}/2$ система становится радиационно-гомогенной ($g = 0$), но результаты расчета по формулам (3) $I_{sph}(R = \bar{R}/2) = \frac{37}{24}\pi R^3$ и $I_{cyl}(R = \bar{R}/2) \approx \frac{7}{8}\pi R^2 h$ несколько отличаются от ожидаемых величин $I_{sph}^{tot} = \frac{4}{3}\pi R^3$ и $I_{cyl}^{tot} = \pi R^2 h$, поскольку граница раздела материалов имеет отличную от нулевой протяженность. Подставив $I_{sph}^{tot} / I_{sph}(R)$ и $I_{cyl}^{tot} / I_{cyl}(R)$ в выражение (1) с использованием формул (3) и (4), найдем зависимость радиационной гетерогенности композиций, содержащих актиноидные микросферы или длинные цилиндры, относительно ядер гелия и осколков деления с пробегом в материале включений $\bar{R} = 10^{-5}$ м, от радиусов этих включений (рис. 1б):

$$g_{sph}(R) = \lg 2 - \lg \left(1 - \frac{3}{8} \frac{R^2 - 2\bar{R}^2}{R\bar{R}} \right) \text{ и } g_{cyl}(R) \approx \lg 2 - \lg \left(1 - \frac{1}{2} \frac{R^2 - \bar{R}^2}{R\bar{R}} \right) \text{ при } \bar{R}/2 < R \leq \bar{R},$$

$$g_{sph}(R) = \lg \frac{4}{3} - \lg \frac{\bar{R}}{R} - \lg \left(1 - \frac{1}{12} \left(\frac{\bar{R}}{R} \right)^2 \right) \text{ и } g_{cyl}(R) \approx \lg 2 - \lg \frac{\bar{R}}{R} \text{ при } R \geq \bar{R}.$$

Если уменьшить масштаб на рис. 16 по оси абсцисс в 10^3 раз, можно получить радиационную гетерогенность рассматриваемых систем относительно ядер отдачи с длиной пробега в актиноидном материале $\bar{R} = 10^{-8}$ м, вклад которых в среднюю по объему дозовую нагрузку на гетерогенную матрицу оценивался ранее [1]. В связи с малым пробегом ядер отдачи в перспективных материалах матриц-носителей, который обычно не превышает $2 \cdot 10^{-8}$ м, соответствующая составляющая дозовой нагрузки будет существенной только при сравнимых размерах актиноидных частиц, поскольку количество повреждений, создаваемых ядрами отдачи в 5–10 раз выше, чем от бомбардировки ядрами гелия [6]. При размерах актиноидных включений выше 10^{-6} м самооблучением системы ядрами отдачи можно пренебречь. Кроме того, в этом случае прилегающая к актиноидным частицам соответствующая область повреждений ядрами отдачи столь узка относительно расстояния действия α -частиц, что практически не влияет на радиационную устойчивость матрицы-носителя.

Кривые на рис. 16 близки к параллельным почти во всем диапазоне размеров актиноидных включений, а радиационная гетерогенность системы с микросферами ниже, чем с включениями длинных цилиндров того же радиуса примерно на 0.2, т. е. относительный выход короткотрассеянного излучения из микросфер составляет $\sim 10^{-0.2} \cdot 100\% \approx 60\%$ от выхода из длинных цилиндров. Однако при одинаковом объемном заполнении актиноидами гетерогенность композиции с микросферами радиуса R_{sph} будет заметно выше, чем с длинными цилиндрами радиуса R_{cyl} высотой $h=kR_{cyl}$ для реально рассматриваемых $k \geq 10$, поскольку

$$R_{cyl} = \left(\frac{3k}{4} \right)^{-1/3} R_{sph} > R_{sph} \text{ уже при } k > \frac{4}{3} \text{ (если } k = 10, \text{ то } R_{cyl} \approx 0.5 R_{sph}).$$

Радиационная гетерогенность, согласно (1), показывает уровень внешнего воздействия со стороны актиноидных частиц-излучателей на материал матрицы-носителя. Однако результат этой дозовой нагрузки, т.е. суммарная степень повреждений скелета композиции, зависит от объемного содержания актиноидов в ней, поэтому устойчивость к облучению рассматриваемых объектов может быть различной при одинаковой радиационной гетерогенности. Для сравнения степени повреждений в гетерогенных системах представляется возможным ввести характеристику объемной радиационной гетерогенности относительно данного вида излучения, которая по смыслу может быть названа и коэффициентом радиационной устойчивости матрицы к определенному излучению:

$$g_V = \lg \left(\frac{V^{tot}}{V^{ir}} \frac{I^{tot}}{I} \right) = \lg \frac{V^{tot}}{V^{ir}} + g, \quad (5)$$

где V^{tot} – полный объем гетерогенной системы, V^{ir} – объем материала-излучателя тяжелых заряженных частиц в ней. Первое слагаемое в выражении (5) представляет собой объемную составляющую функции g_V , которая, очевидно, больше нуля. Поскольку композиции с объемным содержанием актиноидных частиц менее 1% рассматриваются редко, то значения этого компонента на практике будут, в основном, находиться в интервале $]0,2]$, так что вклад обоих слагаемых в формуле (5) в величину g_V примерно равнозначен. Практическое значение коэффициента g_V особенно наглядно в области низких концентраций актиноидов в матрице, когда даже радиационно-гомогенная система тем не менее может обладать значительной радиационной устойчивостью, что будет отражено высоким значением рассматриваемого параметра.

Следует отметить, что в отдельных случаях положительный результат приносит снижение радиационной гетерогенности системы. Для того, чтобы искусственный рутений, полученный трансмутацией литых металлических дисков ^{99}Tc [7], мог применяться без ограничений спустя 8–10 лет (в зависимости от выгорания мишени) после облучения, проводилась предварительная глубокая очистка выделенного из отработавшего ядерного топлива технеция от актиноидов в соответствии с ранее выдвинутыми требованиями [8], поскольку образующийся при облучении продукт деления ^{106}Ru ($T_{1/2} = 371.6$ сут) химическими методами не отделяется. Однако требования к степени удаления актиноидов из технеция можно снизить или вообще исключить из технологии эту трудоемкую операцию за счет использования явления, несколько сходного с известным эффектом изотопного разделения Сцилларда-Чалмерса. Для этого мишень должна иметь низкую радиационную гетерогенность и состоять из ядерно-инертного разбавителя и порошка ^{99}Tc с размером зерна, близким к пробегу осколков деления в технеции. Тогда часть ^{106}Ru из частиц сплава Tc-Ru попадет в материал матрицы и будет удалена вместе с ним при переработке мишени [9].

ПОВРЕЖДЕННЫЙ ОБЪЕМ В ГЕТЕРОГЕННОЙ СИСТЕМЕ

Концентрация повреждений в материале матрицы, вызванных тяжелыми заряженными ядрами, убывает с увеличением расстояния от поверхности актиноидной частицы. Поэтому система может сохранять приемлемые эксплуатационные характеристики даже если в ней отсутствует свободная от треков пространственно-непрерывная замкнутая область, а неповрежденные участки представлены островками в каркасном материале. Оценка поврежденного объема в системе дает представление о степени ее радиационной устойчивости.

Поскольку зачастую в литературе приводится массовая доля ξ включенных в композицию актиноидов, то при рассмотрении характеристик, связанных с величиной объема, удобно переходить к объемному содержанию материала-излучателя:

$$p = \frac{V^r}{V^{\text{tot}}} = \frac{\xi p_2}{p_1 - \xi(p_1 - p_2)},$$

где p_1 и p_2 – плотности актиноидного и каркасного материалов соответственно.

Если минимальное расстояние между центрами соседних регулярно расположенных микросфер или осями длинных микроцилиндров радиуса R составляет r , то относительный объем, занимаемый излучающим материалом в композиции, соответственно

$$p_{\text{sph}} = \frac{4}{3}\pi\left(\frac{R}{r}\right)^3 \quad \text{и} \quad p_{\text{cyl}} = \pi\left(\frac{R}{r}\right)^2. \quad (6)$$

Минимальные радиусы актиноидных микросфер или микроцилиндров, при которых в матрице существует свободная от треков короткопробежного излучения пространственно-непрерывная замкнутая область, соответственно есть [1]:

$$R_{\text{sph}}^{\min} = \bar{R}^m \left[\left(\frac{\pi}{6p_{\text{sph}}} \right)^{1/3} - 1 \right]^{-1} \quad \text{и} \quad R_{\text{cyl}}^{\min} = \bar{R}^m \left[\left(\frac{\pi}{4p_{\text{cyl}}} \right)^{1/2} - 1 \right]^{-1}, \quad (7)$$

где \bar{R}^m – длина пробега тяжелых заряженных частиц в каркасном материале.

В области, где в соответствии с равенством (7) радиусы актиноидных микросфер и микроцилиндров удовлетворяют условию $R \geq R_{\text{sph}}^{\min}$ или $R \geq R_{\text{cyl}}^{\min}$, относительный поврежденный объем в матрице согласно схеме на рис. 2а с учетом (6) составляет соответственно

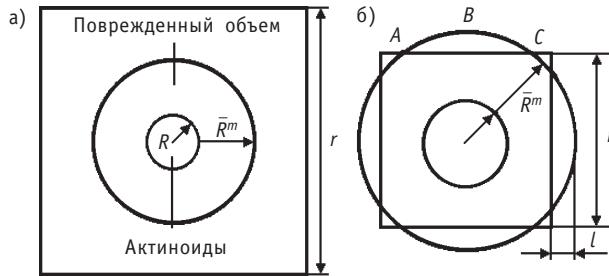


Рис. 2. Схема для расчета поврежденного объема в матрице, содержащей актиоидные микросфера и микроцилиндры

$$v_{sph} = \frac{4}{3} \pi (R + \bar{R}^m)^3 / r^3 = p \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R} \right)^3 \text{ и } v_{cyl} = \frac{\pi h (R + \bar{R}^m)^2}{hr^2} = p \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R} \right)^2.$$

Как следует из рис. 2б, когда радиус актиоидных микросфер и микроцилиндров соответственно уменьшается до

$$R < R_0^{sph} = \frac{\bar{R}^m}{\left(\frac{\pi}{6p} \right)^{1/3} \sqrt{2} - 1} \text{ и } R < R_0^{cyl} = \frac{\bar{R}^m}{\left(\frac{\pi}{4p} \right)^{1/2} \sqrt{2} - 1}, \quad (8)$$

неповрежденный объем в матрице отсутствует, т.е. $v_{sph} = 1$ и $v_{cyl} = 1$.

В области, где $R_0^{sph} < R \leq R_{sph}^{\min}$ и $R_0^{cyl} < R \leq R_{cyl}^{\min}$ поврежденный объем уменьшается за счет пересечения областей, доступных тяжелым заряженным частицам, испускаемым из соседних микросфер и микроцилиндров. Элементарная кубическая ячейка вырезает из шаровой зоны повреждений шесть областей объемом \bar{v}_{sph} каждая, одна из которых обозначена на рис. 2б как ABC; для цилиндров элементарной ячейкой является длинный параллелепипед, который в аналогичной ситуации вырезает из цилиндрической зоны повреждений четыре области объемами \bar{v}_{cyl} (рис. 2б):

$$v_{sph} = p \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R} \right)^3 - \frac{6\bar{v}_{sph}}{r^3}; \quad v_{cyl} = p \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R} \right)^2 - \frac{4\bar{v}_{cyl}}{hr^2}. \quad (9)$$

Для микросфер объем каждой из фигур ABC определяется по поперечным сечениям и равен

$$\bar{v}_{sph} = \pi \int_0^l ((R + \bar{R}^m)^2 - (R + \bar{R}^m - x)^2) dx = \pi l^2 \left(R + \bar{R}^m - \frac{l}{3} \right),$$

$$\text{где } l = R + \bar{R}^m - \frac{r}{2}.$$

Таким образом, с учетом (9) относительный поврежденный объем композиции с микросферами в рассматриваемой области значений R

$$v_{sph} = p \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R} \right)^3 - \frac{3p}{R^3} \left[(R + \bar{R}^m) - \frac{1}{2} \left(\frac{4\pi}{3p} \right)^{1/3} R \right]^2 \left[(R + \bar{R}^m) + \frac{1}{4} \left(\frac{4\pi}{3p} \right)^{1/3} R \right].$$

Выход выражения для поврежденного объема в системе с микроцилиндрами аналогичен, хотя довольно громоздок. В данном случае задача несколько проще решается методами планиметрии. Конечный результат

$$\nu_{cyl} = \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R}\right)^2 \left[p - \left(\frac{\pi}{4p}\right)^{-1} \arccos\left[\left(\frac{\pi}{4p}\right)^{1/2} \left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R}\right)^{-1}\right] \right] + \left(\frac{\pi}{4p}\right)^{1/2} \left[\left(1 + \frac{\bar{R}^m}{R}\right)^2 - \frac{\pi}{4p} \right]^{1/2}.$$

На рисунке 3 проведено сравнение расчетов поврежденного объема по приведенным формулам с опубликованными данными [4] для трансмутационной мишени с каркасом MgO, содержащей 20 (мас. %) AmO_x ($x \approx 1.62$, 0.83 г Am/см³) в виде микросфер. Представлена только часть графика [4], относящаяся к малым размерам микросфер; в области больших размеров обе кривые совпадают. Расхождение кривых заметно при $R \leq 16.5$ мкм, неповрежденный объем в матрице будет отсутствовать согласно выражению (8) при $R < 9$ мкм, в то время как кривая [4] дает значение $R \approx 11$ мкм. Хотя на первый взгляд эти несовпадения не слишком значительны, тем не менее вопрос об использовании мелких фракций актиноидных порошков в гетерогенных системах технологически довольно важен. Кроме того, данный расчет проведен для мишеней с малым содержанием оксида америция около 7.5% объема мишени. Однако, поскольку фракцию ^{241,243}Am обычно планируется трансмутировать в быстром нейтронном спектре, реальные мишени должны будут содержать более высокие концентрации америция. В этом случае расхождения в вычислениях поврежденного объема в них двумя указанными методами становятся более заметными.

На рисунке 4 представлены зависимости относительного поврежденного объема в мишенях на основе ZrO₂ от размера микросфер и микроцилиндров ²³⁷NpO₂, которые также справедливы и для AmO₂ вследствие близкой плотности этих соединений. Невысокая концентрация ²³⁷Np в мишени (10% масс. ²³⁷NpO₂ соответствует ~ 0.5 г ²³⁷Np/см³) особенно оправданна при его сжигании в сверхвысоких потоках тепловых нейтронов с плотностью 10^{15} см⁻²Чс⁻¹ и выше с целью использования ускорения трансмутации данного актиноида за счет деления короткоживущего дочернего ²³⁸Np ($T_{1/2} = 2.117$ сут) [10 – 12]. Низкое содержание делящегося материала в композиции позволяет эффективно решать проблемы теплоотвода и сохранять достаточный уровень нейтронного потока в ее объеме. В данном случае при одинаковом набранном нейтронном флюенсе выгорание мишени возрас-

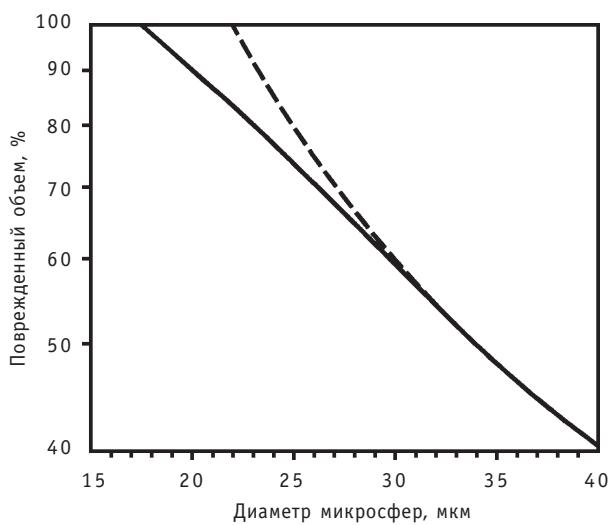


Рис. 3. Сравнение расчета зависимости относительного поврежденного объема каркаса матрицы MgO, содержащей 20% масс. микросфер AmO_x, от их диаметра (—) с данными публикации [4] (- - -)

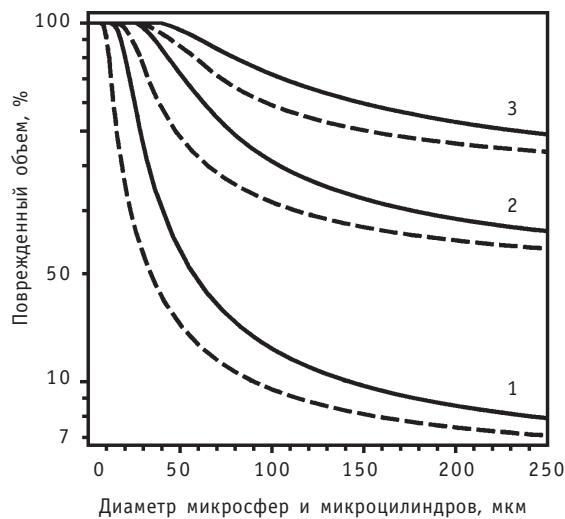


Рис. 4. Относительный поврежденный объем матричного материала ZrO_2 в зависимости от диаметра микросфер (—) и длинных микроцилиндров (- - -) NpO_2 при его содержании 10 (1), 30 (2) и 50 (3)% масс.

тает, если облучение проводится в более плотных потоках нейтронов (рис. 5). Следует отметить, что при повышении плотности потока тепловых нейтронов до уровня более $3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ эффект ускорения трансмутации будет заметен и для ^{241}Am вследствие выгорания короткоживущего ^{242}Am ($T_{1/2} = 16.1$ ч). В рамках такого подхода к трансмутации ^{237}Np и ^{241}Am их низкая концентрация около 10% масс. в мишени на основе ZrO_2 позволяет обеспечить достаточный уровень ее радиационной устойчивости при размерах зерен актиноидного порошка ~ 20 мкм, что дает возможность исключить из технологии производства мишеней трудоемкую стадию синтеза микросфер. При большом содержании ^{237}Np (или ^{241}Am) в системе (50% масс. $^{237}\text{NpO}_2$ соответствует $\sim 3.2 \text{ г } ^{237}\text{Np}/\text{см}^3$) для повышения ее радиационной устойчивости актиноидные частицы должны иметь размеры свыше 100 мкм.

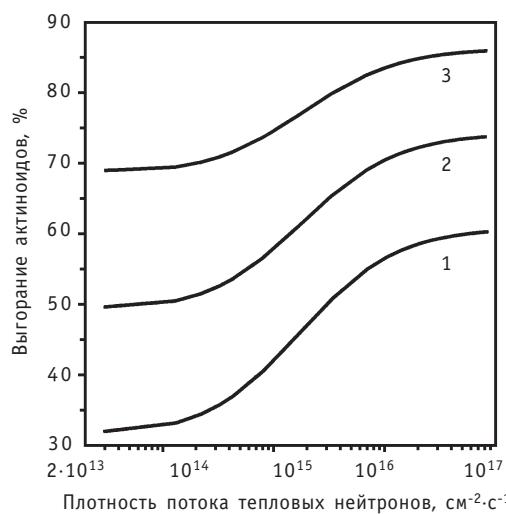


Рис. 5. Зависимость суммарного выгорания актиноидов в трансмутационной мишени ^{237}Np от плотности потока тепловых нейтронов в спектре жесткостью 0.1 при наборе нейтронного флюенса 10^{22} см^2 : 1 — 0.5; 2 — 0.7; 3 — 1

Таким образом, оценка поврежденного объема в трансмутационных мишенях, ядерном топливе или иммобилизаторах позволяет оптимизировать размеры частиц актиноидов в зависимости от их заданной концентрации в указанных многофазных композициях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обычно от предложения использования впервые введенных в данную область науки параметров до их широкого применения на практике проходит некоторое время. Тем не менее удобство количественного определения свойств радиационной гетерогенности многофазных композиций, позволяющее сравнивать их между собой по конкретному существенному отличительному признаку, избегая комплексного описания свойств системы по многим не связанным между собой параметрам с различным физическим смыслом, дает возможность рассчитывать на будущий переход к описанию гетерогенных трансмутационных мишеней и иммобилизаторов, а также, вероятно, и определенных типов ядерного топлива с помощью данных характеристик.

Литература

1. Козарь А.А. Гетерогенная иммобилизация для повышения концентрации актиноидных отходов в материалах их длительного хранения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 4. – С. 61-70.
2. Горский В.В. Ядерное топливо с инертной матрицей (IMF). Часть II//Атомная техника за рубежом. – 2000. – № 11. – С. 3-11.
3. Горский В.В. Ядерное топливо с инертной матрицей (IMF). Часть V//Атомная техника за рубежом. – 2001. – № 1. – С. 3-9.
4. Chauvin N., Konings R.J.M., Matzke Hj. Optimisation of inert matrix fuel concepts//J. of Nuclear Materials – 1999. – Vol. 274. – № 2. – P. 105-111.
5. Горский В.В. Ядерное топливо с инертной матрицей (IMF). Часть I//Атомная техника за рубежом. – 2000. – № 10. – С. 3-8.
6. Ewing R.C., Chakoumakos B.C., Lumpkin G.R. et. al. Metamict minerals: natural analogues for radiation damage effects in ceramic nuclear waste forms//Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. – 1988. – B32. – P. 487 – 497.
7. Peretroukhine V., Radchenko V., Kozar A. et. al. Technetium transmutation and production of artificial stable ruthenium//Comptes Rendus Chimie. Académie des sciences. Paris. – 2004. – Tome 7. – № 12. - P. 1215 -1218.
8. Козарь А.А., Перетрухин В.Ф. Возможность получения искусственного рутения из продуктов трансмутации ^{99}Tc //Атомная энергия. – 1996. – Т. 80. – Вып. 4. – С. 274-279.
9. Kozar A.A. Radiation heterogeneity principle for creation transmutation targets//VII International workshop «Fundamental Plutonium Properties». Snezinsk, Chelyabinsk Region, Russia, September 8 – 12, 2008. Abstracts. – P. 146 – 148. – Snezhinsk, 2008. – 160 p.
10. Захаров М.А., Козарь А.А., Никифоров А.С. Перспективы обезвреживания долгоживущих актинидов методом трансмутации//Доклады АН СССР. – 1990. – Т. 314 – № 6. – С. 1441-1444.
11. Никифоров А.С., Захаров М.А., Козарь А.А. Перспективы трансмутационного обезвреживания ^{237}Np и ^{241}Am при облучении их тепловыми нейtronами внутри пористых иммобилизаторов//Атомная энергия. – 1991. – Т. 70. – Вып. 3. – С. 188 – 191.
12. LaBauve R., Cappiello M., Perry R. Neutronics Analysis of LANL Accelerator Transmutation of Waste//Transaction of the American Nuclear Society, 1991. – Vol. 63. – P. 89- 90.

Поступила в редакцию 16.03.2009

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ОКСИДОВ, СТРУКТУРИРУЕМЫХ С ПОМОЩЬЮ НАНОТЕХНОЛОГИИ

И.С. Курина, О.В. Серебренникова, В.Н. Румянцев, А.М. Дворяшин
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлены результаты исследований топливной композиции $\text{PuO}_2\text{-MgO}$ на основе PuO_2 и имитатора CeO_2 . При изготовлении порошков и модифицированных таблеток использована разработанная в ГНЦ РФ-ФЭИ водная нанотехнология получения оксидных керамических материалов, включающая в себя получение осадка, содержащего одновременно частицы разных размеров, в том числе наночастицы, с последующими операциями прокаливания, прессования и спекания. Такая технология позволяет модифицировать структуру спеченных таблеток. Модифицированные таблетки имеют аномально повышенную теплопроводность, измеренную методом осевого теплового потока.

Ключевые слова: топливо с инертной матрицей (IMF), нанотехнология, соосаждение, порошок, свойства, морфология, дифференциальный термический анализ, модифицированные таблетки, повышенная теплопроводность, микроструктура.

Key words: Inert Matrix Fuel, nanotechnology, coprecipitation, powder, properties, morphology, differential thermal method, modified pellets, increased thermal conductivity, microstructure.

ВВЕДЕНИЕ

Одним из путей модернизации активных зон ядерных реакторов для выжигания плутония является использование принципиально нового топлива – без ^{238}U с заменой его инертным (неделяющимся) разбавителем. В качестве инертного разбавителя (матрицы) PuO_2 в данной работе рассматривается оксид магния. Топливо с инертной матрицей (IMF) $\text{PuO}_2\text{-MgO}$ предназначено для утилизации плутония в быстрых натриевых реакторах.

Поведение топлива под облучением значительно зависит от свойств (плотности, пористости, микроструктуры, теплопроводности, механической прочности и т.д.) этого топлива, соответственно от способа его изготовления. В процессе изготовления топливных таблеток используют способы механического смешения порошков и соосаждения компонентов. При применении водного способа получения порошков такие технологические операции как осаждение и прокаливание оказывают решающее влияние на свойства готовой продукции [1, 2]. Многие исследователи работают над усовершенствованием свойств керамики. Как правило,

© И.С. Курина, О.В. Серебренникова, В.Н. Румянцев, А.М. Дворяшин, 2009

эти исследования сводятся к введению различных добавок, в том числе нанодобавок, в полученные порошки оксидов.

В ФЭИ разработана технология получения оксидных керамических материалов, включающая в себя получение осадка, содержащего одновременно частицы разных размеров, в том числе наночастицы, с последующим прокаливанием при температуре морфологического превращения частиц [2, 3]. Полученные порошки приобретают особые свойства. Использование таких порошков позволяет изготавливать спеченные изделия модифицированной оксидной керамики (UO_2 , ThO_2 , $(\text{U},\text{Th})\text{O}_2$, $\text{PuO}_{2-x}\text{-MgO}$, BaPuO_3 , MgO , Gd_2O_3 , MgAl_2O_4 , $\text{CeO}_2\text{-MgO}$ и др.) [4–9], отличающиеся аномальным повышением теплопроводности с ростом температуры после 500–800°C (в 2–3 раза выше справочных данных при 800–1000°C), а также повышенной плотностью (98–99% теоретической плотности), пластичностью и термостойкостью.

В работе приведены результаты исследований порошков и спеченных таблеток топливной композиции $\text{PuO}_{2-x}\text{-MgO}$ с использованием PuO_2 и его имитатора CeO_2 .

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ $\text{PUO}_{2-x}\text{-MGO}$

Процесс изготовления топливных таблеток 40%мас. PuO_{2-x} +60%мас. MgO включал в себя операции химического соосаждения соединений плутония и магния из раствора, прокаливания осадка [2, 3], прессования и спекания таблеток. Были установлены оптимальные параметры технологического процесса получения топлива [5–7]. С помощью метода сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) на микроскопе Quanta промышленной серии Inspect S, оснащенном рентгеновским энергодисперсионным спектрометром Genesis-4000 фирмы EDAX, в прокаленном при различных температурах осадке были обнаружены интересные эффекты. Порошок $\text{PuO}_2\text{-MgO}$ после прокаливания осадка при температуре 1000°C [5, 6] содержал частицы разного фракционного состава: частицы окатанной формы с размерами 1–2 мкм и ультрадисперсные частицы с размерами ≤ 100 нм (рис. 1а). Дальнейшее повышение температуры приводит к сращиванию (сплавлению) отдельных частиц (рис. 1б, в).

Фазовый состав порошка: $\text{PuO}_2\text{-MgO}$. Таблетки, полученные из этого порошка, не имели дефектов, а плотность их после спекания при 1500°C составила 90% теоретической плотности (ТП) [6, 7]. Фазовый состав таблеток соответствовал PuO_2 , MgO и предположительно $\text{Pu}_2\text{O}_3\cdot2\text{PuO}_2$ с параметрами элементарных ячеек соответственно $5,395\pm0.001$, $4,211\pm0.001$ и $5,198\pm0.001\text{\AA}$ [8]. Отношение O/Pu составило 1,997–1,998.

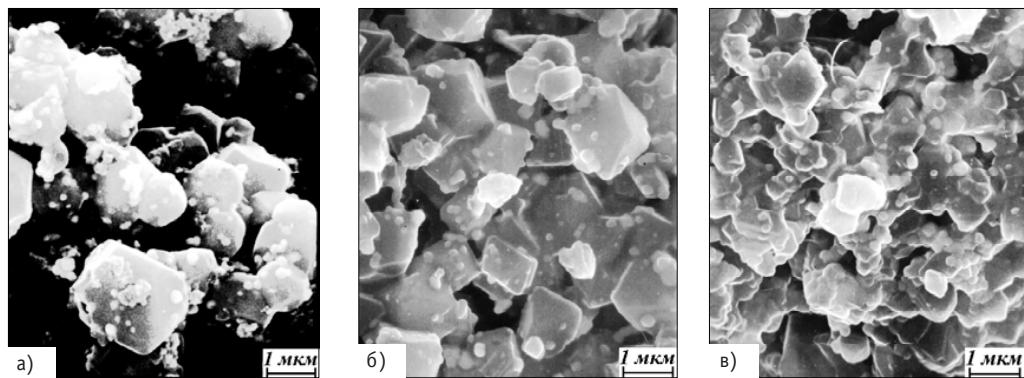


Рис. 1. Морфология ($\times 10000$) порошка 40%мас. PuO_{2-x} +60%мас. MgO , прокаленного при температурах, °C: 1000 (а), 1100 (б) и 1200 (в)

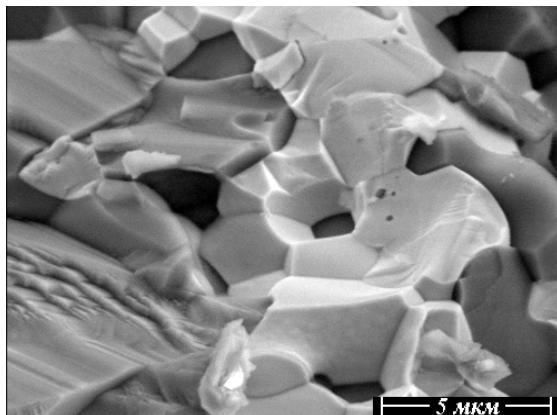


Рис. 2. Структура излома модифицированной таблетки 40%мас.PuO_{2-x}+60%мас.MgO

Исследование излома разрушенной таблетки PuO_{2-x}-MgO (рис. 2) показало следующее [7, 10]. Светлые участки, обогащенные плутонием, имеют межкристаллитный характер разрушения с образованием хорошо выраженных зернограницых фасеток. Размер зерен составляет 3–5 мкм. Серые участки, обогащенные магнием, разрушились транскристаллитно, обнажив более крупные зерна (7–10 мкм), на которых видны ступеньки скола и веерные узоры. Следует отметить, что все зерна топлива PuO_{2-x}-MgO отличаются монолитностью (т.е. отсутствием пористости). Ограниченные поры размером 2–3 мкм располагаются преимущественно по границам зерен.

Модифицированные топливные таблетки с подобной структурой имели аномально высокую теплопроводность (λ), измеренную методом осевого теплового потока в стационарном режиме в диапазоне температур 100–600°C. При температуре 500°C значения коэффициента теплопроводности для PuO₂, MgO и PuO_{2-x}-MgO составляют соответственно 3,5 [10], 10 [11] и 24,2 [5–7] Вт/м·град. Теплопроводность модифицированного топлива PuO_{2-x}-MgO имеет повышенные значения по сравнению со справочными данными по теплопроводности отдельных компонентов PuO₂ и MgO, в данном случае более чем в два раза выше λ MgO.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ КОМПОЗИЦИИ CeO₂+MgO

Изготовление. Ввиду технических трудностей, связанных с высокой токсичностью соединений плутония, на начальном этапе работы используют не оксид плутония, а оксид церия, на нем отрабатывают все технологические операции. Многие исследователи широко применяют церий как заменитель плутония в связи с тем, что по своим технологическим и физико-химическим свойствам оксиды церия и плутония довольно близки [12]. С целью изучения дополнительных свойств порошков, используемых для изготовления модифицированной керамической композиции PuO_{2-x}-MgO с необычными свойствами, были проведены исследования с использованием имитатора CeO₂ вместо PuO₂.

Исследовалась композиция 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO, в которой объемное соотношение составляющих компонентов соответствует композиции 40%мас.PuO_{2-x}+60%мас.MgO.

Были изготовлены следующие образцы:

- порошок CeO₂ (осаждение и прокаливание в ФЭИ);
- таблетки MgO с плотностью 96% ТП из приобретенного порошка MgO фармацевтического (прокаливание, прессование и спекание в ФЭИ);

- таблетки MgO с плотностью 96% ТП (осаждение, прокаливание, прессование и спекание в ФЭИ);
- таблетки композиции 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO с плотностью 93% ТП способом механического смешения полученного в ФЭИ порошка CeO₂ и фармакопейного порошка MgO;
- таблетки композиции 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO с плотностью 92% ТП способом соосаждения (соосаждение, прокаливание, прессование и спекание в ФЭИ).

Исследование S_{BET} -порошков. Методом Брюнера-Эмметта-Теллера (Brunauer-Emmett-Teller) или BET определяли полную удельную поверхность порошков. В таблице 1 приведены значения S_{BET} порошков, полученных после прокаливания осадков при температурах 700 и 1000°C. Видно, как температура прокаливания осадков сильно влияет на значения S_{BET} , которые, в свою очередь, оказывают решающее влияние на плотность и качество спеченных таблеток [1, 2]. В процессе исследований композиции PuO_{2-x}-MgO была определена оптимальная температура прокаливания (1000°C) осадка гидроксидов плутония и магния [5, 6], но измерить полную удельную поверхность порошка не представлялось возможным из-за высокой токсичности материала. Исследование свойств композиции с использованием имитатора CeO₂ позволило установить оптимальное значение S_{BET} порошка, которое составляет 7–8 м²/г.

Таблица 1
Полная удельная поверхность порошков оксидов

Состав	Способ получения	T прокаливания, °C	S_{BET} , м ² /г
CeO ₂	Осаждение	700	39,9
CeO ₂	Осаждение	1000	1,80
MgO	Фармакопейный порошок	1000	27,86
MgO	Осаждение	1000	18,11
30%CeO ₂ +70% MgO	Соосаждение	700	18,93
30%CeO ₂ +70% MgO	Соосаждение	1000	7,68

Дифференциальный термический анализ осадков (DTA). Чтобы установить разницу в процессах, происходящих при термическом разложении порошков, полученных соосаждением и механическим смешением осадков Ce(OH)₃ и Mg(OH)₂, были проведены исследования с применением метода DTA на дериватографе типа 3431-904 Q-1500 D (Венгрия). Кривые DTA в зависимости от температуры T представлены на рис. 3.

При нагреве свежеосажденного Mg(OH)₂ имеется один эндопик при 400°C (рис. 3а). Нагрев свежеосажденного Ce(OH)₃ приводит к появлению экзотермического пика на кривой DTA при 300°C (рис. 3б).

При термическом разложении механически смешанных осадков Ce(OH)₃ и Mg(OH)₂ на кривой DTA (рис. 3в) при 400°C наблюдается эндопик, соответствующий превращению индивидуального осадка Mg(OH)₂, и при 320°C – еле заметный экзопик (на эндопике), соответствующий фазовому превращению индивидуального осадка Ce(OH)₃. После ~200 °C масса смеси постоянно увеличивается, о чем свидетельствует кривая TG (кривая термогравиметрического анализа), констатирующая изменение массы образца. Скорости изменения массы соответствует кривая DTG (дифференциальный термогравиметрический анализ). При термическом

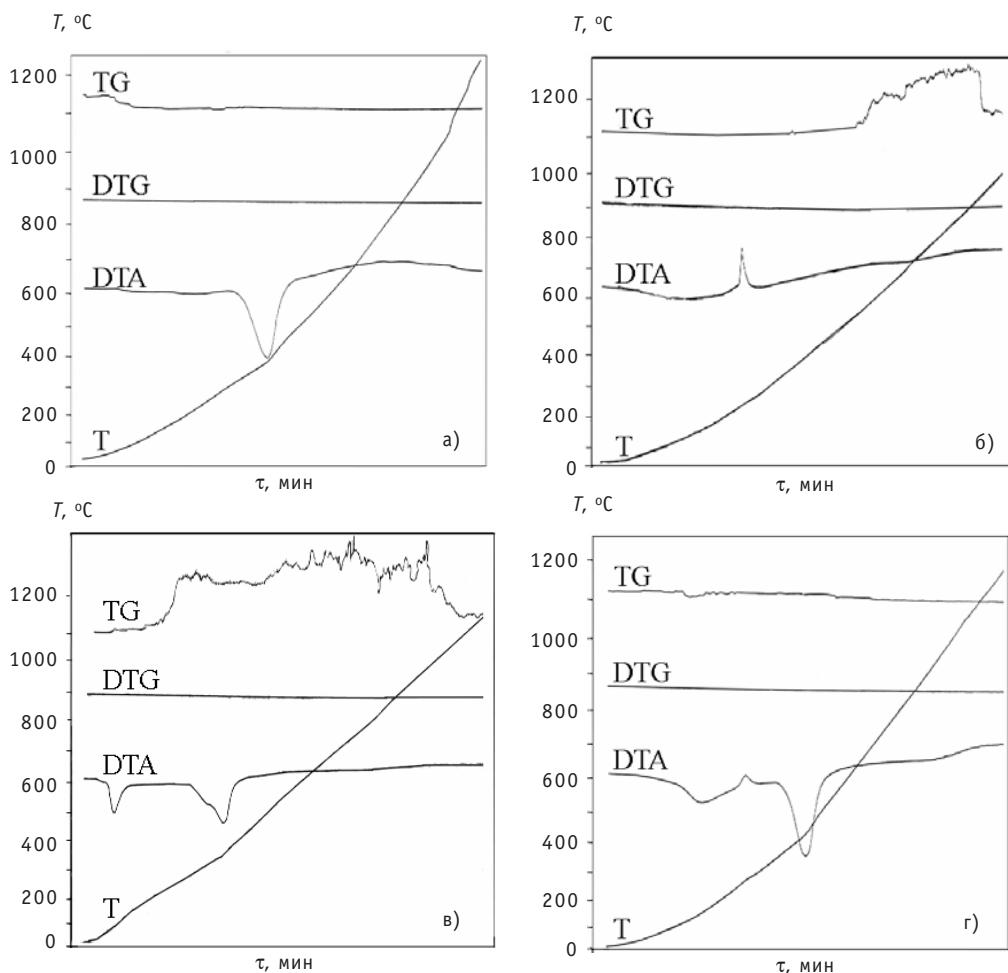


Рис. 3. Кривые DTA, TG и DTG осадков: а) $\text{Mg}(\text{OH})_2$ свежеосажденного; б) $\text{Ce}(\text{OH})_3$ свежеосажденного; в) $\text{Ce}(\text{OH})_3+\text{Mg}(\text{OH})_2$ (механической смеси осадков «а» и «б»); г) $\text{Ce}(\text{OH})_3+\text{Mg}(\text{OH})_2$ соосажденного

разложении осадка $\text{Ce}(\text{OH})_3+\text{Mg}(\text{OH})_2$, полученного соосаждением при оптимальных режимах в ФЭИ, на кривой DTA (рис. 3г) при 280°C наблюдается четкий экзопик, соответствующий фазовому превращению индивидуального осадка $\text{Ce}(\text{OH})_3$, и при 430°C эндопик, соответствующий превращению индивидуального осадка $\text{Mg}(\text{OH})_2$. После $\sim 200^\circ\text{C}$ масса смеси практически не изменяется.

Таким образом, можно отметить, что активность осадка $\text{Ce}(\text{OH})_3+\text{Mg}(\text{OH})_2$, полученного соосаждением, велика. При нагревании такого осадка происходят процессы, которые характерны и для $\text{Ce}(\text{OH})_3$ и $\text{Mg}(\text{OH})_2$ в отдельности. Нагрев механически смешанных осадков приводит к подавлению процессов, происходящих с $\text{Ce}(\text{OH})_3$ при нагревании. Кроме того, на производстве, как правило, смешивают не осадки, а уже прокаленные при определенных температурах оксиды, т.е. в последнем случае все важные процессы, приводящие к изменению структуры или фазовых состояний, уже закончены для каждого компонента. Тогда как при прокаливании соосажденного порошка эти процессы происходят в тесном соприкосновении частиц того и другого компонента, дополняя друг друга. В рассматриваемом конкретном случае, например, изменения в $\text{Ce}(\text{OH})_3$, сопровождающиеся экзотермическим эффектом, вызовут одновременно напряжения и какие-либо изменения

(структурные, появление дефектов и др.) в $Mg(OH)_2$ и, соответственно, наоборот. Известно, что реакционная способность твердых фаз, принимающих участие в химических реакциях, исключительно высока вблизи точек фазового перехода первого рода [13]. Возможно резкое увеличение самодиффузии вблизи фазового перехода при нагревании за счет возникновения внутренних поверхностей (дислокаций), которые образуются при разрыве кристалла как следствие напряжений, создаваемых новой фазой. Прокаливание при оптимальной температуре (в данном случае 1000°C) вызовет наибольшие напряжения в соосажденном порошке. Наличие наночастиц будет только усиливать эти процессы.

Область когерентного рассеяния (ОКР). Известно, что размер ОКР измеряется экспериментально на основании данных дифракции рентгеновских лучей и используется для оценки размеров кристаллитов в поликристаллах или порошковых наноматериалах. ОКР в этих случаях обычно отождествляют со средним размером кристаллитов. С использованием прибора ДРОН-7 в кобальтовом излучении был проведен рентгеноструктурный анализ порошков и таблеток. Размер кристаллитов определяли по известной формуле Шеррера [14]

$$\beta(2\theta) = \kappa\lambda/D\cos\theta,$$

где D – размер кристаллита, $\beta(2\theta)$ – ширина интерференционной линии, κ – постоянная Шеррера, λ – длина волны рентгеновского излучения, θ – угол Вульфа-Брэггов.

В соосажденном порошке $Ce(OH)_3+Mg(OH)_2$ значения ОКР CeO_2 (85–93 Å) в два раза меньше, чем значения ОКР CeO_2 (180 Å) в индивидуальном осадке $Ce(OH)_3$. Это может свидетельствовать о том, что размеры кристаллитов CeO_2 в осадке $Ce(OH)_3+Mg(OH)_2$ в два раза меньше, чем в индивидуальном осадке $Ce(OH)_3$ (при одинаковых режимах осаждения). После прокалки при 1000°C величина ОКР CeO_2 в соосажденном порошке 30% MgO +70% CeO_2 составляет 860 Å, тогда как значения ОКР CeO_2 в индивидуальном порошке CeO_2 в ~2–2,5 раза выше (от 1705 до >2000 Å).

Исследование микроструктуры таблеток. Проведенные СЭМ-исследования показали, что микроструктура спеченных таблеток 30%мас. CeO_2 +70%мас. MgO (плотность = 92% ТП), изготовленных по водной нанотехнологии, схожа с микроструктурой топлива 40%мас. PuO_{2-x} +60%мас. MgO . Зерна серой составляющей, обогащенной магнием, практически не имели пор. Поры располагались по границам зерен. В светлой составляющей, обогащенной церием, наблюдалась мелкая пористость от <10 нм до 200 нм, при этом поры были округлыми.

Исследование теплопроводности таблеток. Коэффициенты теплопроводности образцов (рис. 4) были измерены методом осевого теплового потока на установке в стационарном режиме в среде вакуума 10^{-3} мм рт. ст. в диапазоне температур от 100 до 900°C. Метод заключается в следующем [15]. Цилиндрический образец зажимается между основанием втулки основного нагревателя и теплоприемником, закрепленным на нижней опоре. Регулированием мощности основного нагревателя и нагревателя нижней стойки теплоприемника создается аксиальный тепловой поток заданной плотности в образце. К верхней и нижней торцевым поверхностям образца приклеены горячие спаи термопар, которые измеряют перепад температуры по высоте образца.

На рисунке 4 также приведены температурные зависимости теплопроводности для CeO_2 (кривая 1) и MgO (кривая 2) соответственно из работ [16] и [11]. Коэффициенты теплопроводности для образцов оксида магния (кривая 3), изготовленных из приобретенного порошка MgO фармакопейного (прокаленного при оптимальной температуре в ФЭИ), при низких температурах совпадают с литера-

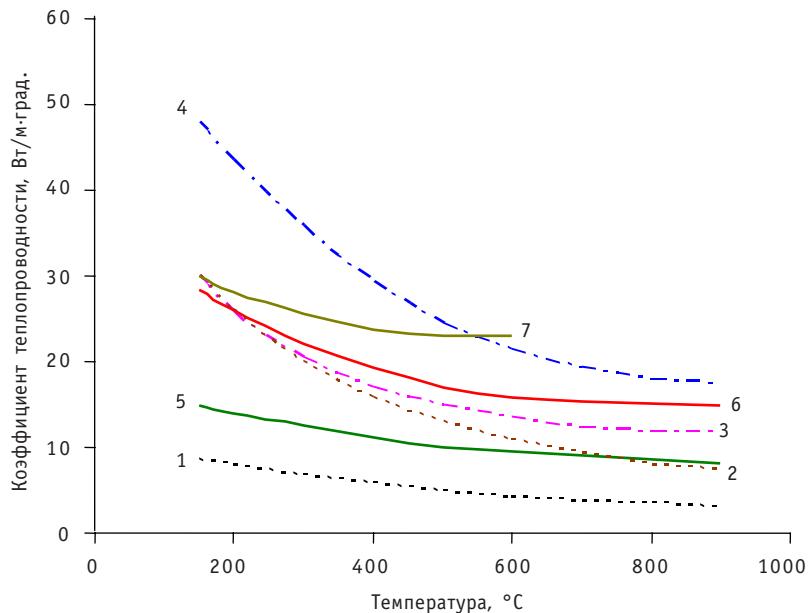


Рис. 4. Температурная зависимость теплопроводности для оксидов: 1 – CeO₂ [16]; 2 – MgO [11]; 3 – MgO с плотностью 96% ТП (таблетки изготовлены в ФЭИ из приобретенного фармакопейного порошка MgO); 4 – MgO с плотностью 96% ТП (порошок и таблетки изготовлены в ФЭИ); 5 – 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO с плотностью 93% ТП (таблетки изготовлены в ФЭИ способом механического смешения полученного в ФЭИ порошка CeO₂ и фармакопейного порошка MgO); 6 – 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO с плотностью 92% ТП (порошок и таблетки изготовлены в ФЭИ способом соосаждения); 7 – 40%мас.RuO₂+60%мас.MgO с плотностью 90% ТП (порошок и таблетки изготовлены в ФЭИ способом соосаждения)

турными данными, при повышенных температурах ($> 800^{\circ}\text{C}$) незначительно превышают известные данные, вероятно, вследствие оптимизации температуры прокаливания порошка. Образцы модифицированного оксида магния, изготовленные из порошка, полученного в ФЭИ по модернизированной технологии (оптимизированные режимы осаждения и прокаливания), имеют повышенную теплопроводность (кривая 4) в ~2 раза выше данных работы [11].

Теплопроводность образцов композиции 30%мас.CeO₂+70%мас.MgO с плотностью 93% ТП, изготовленных способом механического смешения полученного в ФЭИ порошка CeO₂ (прокаливание при оптимальной температуре) и фармакопейного порошка MgO (прокаливание при оптимальной температуре), изменяется от 15 до 8,3 Вт/м·град. при увеличении температуры от 150 до 900°C (кривая 5). Теплопроводность модифицированных образцов 30%мас.CeO₂+70%мас. MgO с плотностью 92% ТП, изготовленных способом соосаждения, в ~2 раза выше и изменяется от 28,5 до 15 Вт/м·град. в той же области температур (кривая 6).

Таким образом, водная нанотехнология, включающая в себя оптимизацию осаждения и прокаливания порошков, позволяет получить модифицированные оксидные материалы с повышенной теплопроводностью. Следует отметить, что были изготовлены твэлы с модифицированным топливом 40%мас.RuO_{2-x}+60%мас.MgO [5–7], полученным по водной нанотехнологии, т.е. с участием «крупных» частиц и наночастиц. Твэлы в течение пяти лет облучались в реакторе БОР-60 (НИИАР) до выгорания 19% т.а. Послереакторные испытания твэлов и топлива [17] показали, что топливные таблетки не разрушились, не изменили своих геометрических размеров и микроструктуры, что является необычным для оксидной керамики. Этот факт может являться подтверждением того, что топливные таблетки действительно имели повышенную теплопроводность.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Исследованы свойства топливной композиции $\text{PuO}_{2-x}\text{-MgO}$ с использованием PuO_2 и его имитатора CeO_2 . Модифицированные таблетки топливной композиции, полученные по водной нанотехнологии, обладают аномально повышенной теплопроводностью.

2. На имитаторе показано, что имеются значительные отличия свойств порошков, полученных по водной нанотехнологии и механическим смешением:

- с помощью DTA установлено, что термическое разложение таких порошков происходит по разным механизмам;

- значения ОКР, полученные в результате анализа уширения дифракционных максимумов, отличаются ~ в два раза.

3. Исследования микроструктуры спеченных таблеток показали, что участки, обогащенные оксидом магния, в композиции $\text{PuO}_{2-x}\text{-MgO}$ не имеют пор, а в композиции $\text{CeO}_2\text{-MgO}$ имеют поры наноразмеров; крупные поры располагаются преимущественно по границам зерен. Минимизация пористости в зернах может быть причиной повышенной теплопроводности топлива из-за появления дополнительной фотонной составляющей теплопроводности.

Литература

1. Курина И.С. Влияние температуры прокаливания порошков на качество оксидного топлива// Атомная энергия. – 1999. – Т. 86. – Вып. 3. – С. 189-194.
2. Курина И.С. Способ получения изделий из керамики. Патент РФ на изобретение № 2135429// Бюллетень «Изобретения». – 1999. – № 24. – С. 273.
3. Курина И.С., Попов В.В., Румянцев В.Н. Способ изготовления изделий из оксидной керамики с повышенной теплопроводностью//Патент РФ №2323912, 2008.
4. Курина И.С., Гудков Л.С., Румянцев В.Н. Получение и исследование ThO_2 и $(\text{U},\text{Th})\text{O}_2$ // Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 6. – С. 432-438.
5. Курина И.С., Троянов В.М. Исследования вопросов использования топлив с инертными матрицами для уменьшения запасов плутония/В сб.: Новые материалы атомной техники. М.: МИФИ, 2003. – С. 18-25.
6. Курина И.С., Моеев Л.И., Павлович В.Б., Дворяшин А.М., Алексеев Ю.В., Иванов С.Н. Изготовление твэлов с топливом $\text{PuO}_{2-x} + \text{MgO}$ /Избранные научные труды ГНЦ РФ-ФЭИ. – 1998. – С. 17-22.
7. Kurina I.S., Popov V.V., Moseyev L.I., Dvoryashin A.M. Characterization of Modified Inert Matrix Fuels. Working material of IAEA TM-LMFR-2005 (Obninsk). – IAEA, NPTDS/NE, Vienna, Austria, 2006 (06-17651). – P. 583-615.
8. Курина И.С., Ермолаев Н.П. Топливная композиция для реакторов на быстрых нейтронах и способ ее получения. Патент РФ на изобретение № 2098870//Бюллетень «Изобретения».- – 1997. – № 34. – С. 374.
9. Курина И.С., Попов В.В., Румянцев В.Н. Исследование свойств модифицированного диоксида урана//Атомная энергия. 2006. – Т. 101. – Вып. 5. – С. 347-352.
10. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Кастанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное ядерное топливо. – М.: Атомиздат, 1969. – 366 с.
11. Хейг Дж.Р., Линч Дж.Ф., Рудник А., Хоулден Ф.С., Дакоурт У.Х. Огнеупоры для космоса: Справочник. – М.: Металлургия, 1967. – 266 с.
12. Ashish Jain, Ananthasivan K., Anthonysamy S. and Vasudeva Ra P.R. Synthesis and sintering of $(\text{U}_{0.72}\text{Ce}_{0.28})\text{O}_2$ solid solution//Journal of Nuclear Materials. 2005. – V. 345. – Iss. 2-3. – P. 245-253.
13. Крегер Ф. Химия несовершенных кристаллов. – М.: Мир, 1969. – с. 628.
14. Калиновски Е., Урбанчик Г.В. Химические волокна. – М., 1966. – 320 с.
15. Курина И.С., Попов В.В., Румянцев В.Н., Дворяшин А.М. Исследование свойств модифицированных оксидов с аномально повышенной теплопроводностью//Перспективные материалы. 2009. – № 3. – С. 38-45.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

16. *Андреевский Р.А., Спивак И.И.* Прочность тугоплавких соединений и материалов на их основе: Справочник. – Челябинск: Металлургия, 1989.

17. *Golovanov V.N., Kryukov F.N., Kuzmin S.V., e.a.* Results of Post-Irradiation Examinations of Nitride and Inert-Matrices Fuels Irradiated in BOR-60 Reactor. Working material of a IAEA Technical Meeting in Obninsk, Nov. 21-23, 2005. IAEA, NPTDS/NE, Vienna, 2006. – P. 740-778.

Поступила в редакцию 11.03.2009

СПЕЦИФИКА ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ РЕАКТОРНЫХ КОНТУРОВ СО СВИНЦОВЫМ И СВИНЕЦ-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

**А.В. Безносов, М.А. Антоненков, П.А. Боков, В.С. Баранова,
М.С. Кустов**

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



Представлены результаты анализа влияния специфических свойств свинцового и свинец-висмутового теплоносителей на особенности их течения в проточной части главных и вспомогательных циркуляционных насосов энергетических контуров с этими теплоносителями. Показана невозможность возникновения кавитации (в традиционном ее понимании) в проточной части лопастных насосов, перекачивающих свинцовый и свинец-висмутовый теплоносители. Представлены результаты экспериментальных исследований разрыва столба тяжелого жидкотемпературного теплоносителя и рассмотрены условия возникновения газовой кавитации в потоке теплоносителя.

Обоснована неправильность расчета циркуляционных насосов, перекачивающих свинцовый и свинец-висмутовый теплоносители, не смачивающие ограничивающие поток стенки по традиционным методам для водяных и натриевых теплоносителей.

ВВЕДЕНИЕ

Насосное оборудование составляет важную и существенную долю в составе реакторных контуров энергетических установок. Специфические особенности свинцового и свинец-висмутового теплоносителей в значительной мере определяют конструкции и условия работы средств их циркуляции. Высокая плотность тяжелых жидкотемпературных теплоносителей (ТЖМТ), на порядок превышающая плотность водяного теплоносителя, натрия и других щелочных металлов, определяет специфику силовых воздействий и напряженно-деформированного состояния элементов насосов и оказывает влияние на их конструктивные схемы. Высокая рабочая температура этих теплоносителей в реакторных контурах (250–500°C для эвтектики Pb-Bi и 400–550°C для Pb) представляет повышенные требования к материалам конструкций оборудования контуров.

Вследствие значительной коррозионной активности ТЖМТ при рабочих условиях по отношению к сталим и чугунам необходимо формирование и доформирование в составе контуров защитных покрытий на поверхностях конструкций насосов, контактирующих с теплоносителем. Малая вязкость таких теплоносителей, несмачиваемость ими поверхностей подшипниковых узлов насосов и невозмож-

© А.В. Безносов, М.А. Антоненков, П.А. Боков, В.С. Баранова, М.С. Кустов, 2009

ность применения традиционных смазочных материалов делают неосуществимой работу гидродинамических подшипников в среде ТЖМТ, поэтому необходимо повышенное внимание к созданию и эксплуатации подшипниковых узлов в этих теплоносителях.

Особенности конструктивного выполнения и условий работы реакторных контуров энергоблока АЭС с ТЖМТ, в отличие от транспортных установок, обусловливают применение в них главных циркуляционных насосов погружного типа с осевыми рабочими колесами. Вследствие интенсивного химического взаимодействия с кислородом воздуха с образованием оксидов теплоносителя и недопустимости выхода радиоактивных газов в окружающую среду необходимо превышение давления в системе защитного газа жидкокометаллического контура над давлением атмосферного воздуха (на небольшую величину) и формирование специфических требований к узлам уплотнения врачающегося вала насоса.

Низкое давление насыщенных паров свинца и висмута при рабочих температурах и высокие температуры кипения (в отличие от натрия) практически исключают массоперенос паров ТЖМТ и их конденсацию на «холодных» поверхностях насосов и другого оборудования контура.

Специфическими особенностями свинцового и свинец-висмутового теплоносителей является низкое давление насыщенных паров ($10^{-7} - 10^{-10}$ Па) в диапазоне рабочих температур. Трудно представить снижение статического давления в какой-либо точке проточной части насоса реакторного контура с ТЖМТ до указанных величин. В отличие от насосов для перекачки водяного и натриевого теплоносителей традиционная кавитация в насосах с ТЖМТ с вскипанием и последующей конденсацией в кавернах в потоке паров свинца и эвтектики свинец-висмута невозможна. Традиционный подход к проектированию прочной части насосов для перекачки ТЖМТ без учета указанной специфики свинцового и свинец-висмутового теплоносителей неправомерен.

В потоке тяжелых жидкокометаллических теплоносителей содержится некоторое количество инертных к нему газов и паров (аргон, вода и др.), пузырьки которых имеют размер порядка 10^{-9} м (что подтверждено исследованиями с использованием ультразвука). Эти пузырьки, поступая с потоком в область пониженного давления, начинают расти, в том числе и за счет их агломерации. Поступая с потоком в область повышенного давления, такие пузырьки уменьшаются в размерах вследствие сжимаемости газа. При этом возможно, что достигнув минимальных размеров, пузырьки начнут снова расти, совершая несколько циклов затухающих колебаний.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

В Нижегородском техническом университете были проведены экспериментальные исследования с целью определения условий разрыва столба ТЖМТ за счет агломерации газовой фазы из объема ТЖМТ. На рисунке 1 показана схема экспериментального стенда.

Сущность эксперимента заключалась в следующем. Жидкий металл (расплав свинца) передавливался газом через трубу $14,0 \times 2,0$ мм из нижней емкости в верхнюю. Затем в зоне «A» замораживалась «пробка» металла, после чего давление газа в полости нижней емкости снижалось ступенями с контролем давления газа. В случае разрыва столба жидкого металла фиксировался сигнал от электроконтактного подвижного сигнализатора свободного уровня ТЖМТ в нижней емкости.

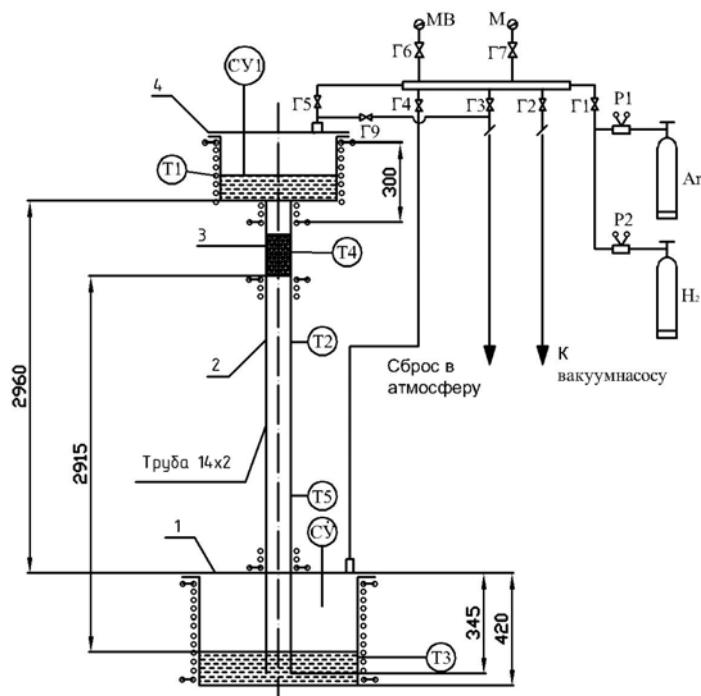


Рис. 1. Схема стенда: 1 – нижняя емкость; 2 – экспериментальный участок; 3 – «пробка» застывшего свинца (зона «А»); 4 – верхняя емкость

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Отстоявшийся в среде водорода при $T = 400^\circ\text{C}$ свинец за счет избыточного давления газа (аргона) из нижней емкости давлением 3,44 кг/см² (ати) был выдавлен в верхнюю емкость, периодически сообщающуюся с атмосферой. После выдержки в течение 0,5 ч отключением соответствующей секции электронагревателей была организована «пробка» застывшего свинца при $T \sim 270^\circ\text{C}$ на высоте $H = 2915$ мм от нижнего обреза трубки. После этого давление в нижней емкости снижалось ступенями по 0,08 кг/см² с выдержкой времени 30 сек на каждой ступени. При давлении газа 1,88 кг/см² в нижней емкости произошло замыкание электрода электроконтактного сигнализатора уровня, установленная на 1–2 мм над свободным уровнем свинца. Электрод датчика был поднят на 2–3 мм над свободным уровнем. При дальнейшем снижении давления до 1,64 кг/см² (ати) произошло повторное замыкание электрода поверхностью ТЖМТ.

Результаты другой серии показали следующее. Была организована и поддерживалась «пробка» застывшего свинца при $T \sim 265^\circ\text{C}$ на высоте $H = 2915$ мм от нижнего обреза трубки. После этого давление в нижней емкости снижалось ступенями по 0,08 кг/см² с выдержкой времени 30 с на каждой ступени. Электрод электроконтактного сигнализатора уровня, установленный на 1–2 мм над свободным уровнем, замкнулся теплоносителем при давлении газа 1,64 кг/см². Электрод датчика был также поднят на 2–3 мм над свободным уровнем. При дальнейшем снижении давления до 1,36 кг/см² (атм) повторно «зажглась» нижняя «свечка» – произошло замыкание электрода поверхностью ТЖМТ.

На рисунках 2 и 3 представлен внешний вид нижнего участка «пробки» застывшего ТЖМТ в месте отрыва от нее жидкого металла. Поверхность свинца в районе металла покрыта кавернами – следами газовых пузырей на поверхности отрыва



Рис. 2. Внешний вид поверхности застывшего ТЖМТ в зоне отрыва (I серия)

расплавленного металла от застывшего. Полученные результаты однозначно свидетельствуют о постепенном опускании и последующем «разрыве» столба свинца в трубке за счет расширения объема газа, находившегося в виде пузырей (каверн) между твердым и жидким свинцом.

Газ мог поступать в этот объем за счет следующих факторов или их комбинации:

- агломерация и сепарация микропузырей из жидкого свинца;
- поступление газа из застывающего свинца;
- поступление пузырей газа из пристенной области между поверхностью оксидированной стали и несмачивающей его поверхностью расплава свинца.

Давление разрыва и постепенного опускания свинца в столбе в трубке 14×2.0 мм произошло при давлении, на много порядков превышающем расчетно-теоретическое давление насыщенных паров.

Экспериментально полученная отрицательная величина давления «разрыва» – с опусканием столба ($\sim -0,2 \text{ кг}/\text{см}^2$ (ати) $\approx 200 \text{ мм}$ столба свинца), во много раз меньше, чем давление, при котором произошла бы кавитация при расчете проточ-

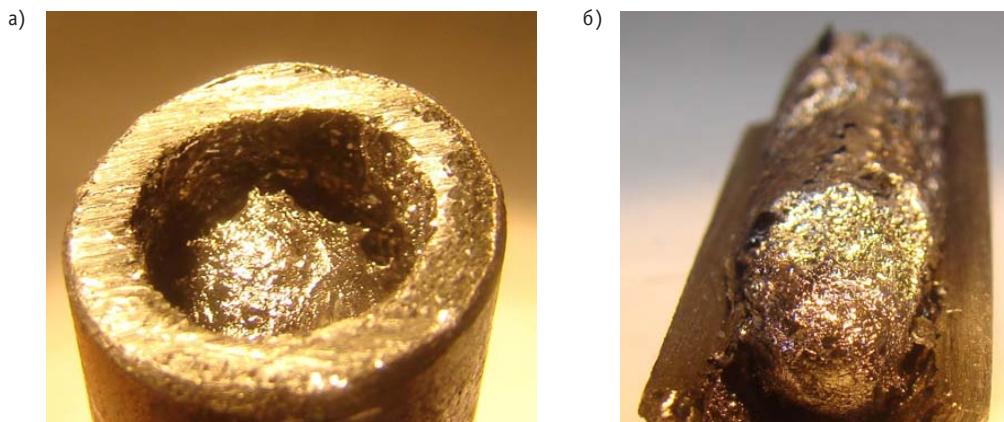


Рис. 3. Внешний вид поверхности застывшего ТЖМТ в зоне отрыва (II серия)

ной части насосов по традиционным методикам.

Условия эксперимента существенно отличаются от условий в проточной части насосов в контуре ТЖМТ и могут рассматриваться лишь как их достаточно грубое приближение. Несмотря на это полученные экспериментальные данные свидетельствуют о практической невозможности возникновения газовой кавитации в проточной части насосов, перекачивающих ТЖМТ.

В НГТУ созданы и успешно эксплуатируются конструкции центробежных насосов, работающих в среде свинцового и свинец-висмутового теплоносителей с температурой до 500°C и более. Многолетний опыт эксплуатации этих насосов никогда не показывал наличие кавитационных процессов, тогда как по традиционным расчетам они находились в области кавитации. Многократные разборки и ревизии насосов после проведения экспериментов в среде свинцового и свинец-висмутого теплоносителей с температурой до 500°C всегда показывали отсутствие следов кавитационной эрозии на поверхности элементов прочностной части насосов.

Из изложенного следует, что традиционный подход к проектированию проточной части насосов для перекачивания ТЖМТ без учета невозможности возникновения кавитации в проточной части насоса неправомочен и может привести к неоправданному снижению быстроходности насосов, увеличению их габаритов и стоимости.

Работоспособность конструкционных материалов проточной части насосов для перекачивания свинца и эвтектики свинец-висмут может быть обеспечена только при условии формирования поддержания на их поверхностях защитных покрытий. При наличии таких покрытий теплоноситель не смачивает поверхность твердого металла, при этом краевой угол смачивания Θ составляет 110–130°С. Слой жидкого металла, контактирующий с не смачиваемой им поверхностью, имеет поверхностные свойства (поверхностное сгущение энергии и др.), аналогичные поверхностным свойствам слоя ТЖМТ, контактирующего с газом. В потоке поверхностный слой жидкого металла прижат к стенке конструкции за счет давления в пристенном слое теплоносителя. При понижении давления в локальной точке контакта возможен «котрыв», «отход» от несмачиваемой стенки участка поверхности жидкого металла с образованием полости разрежения, заполненной разреженным газом. При перемещении этой области в область повышенного давления возможны динамические эффекты с нормальной составляющей скорости ТЖМТ к ограничивающей стенке, приводящие к интенсивному эрозионному износу поверхности стали. В водяном и натриевом теплоносителях, смачивающих ограничивающие их стенки, такие процессы невозможны.

При создании главных циркуляционных насосов отечественных транспортных реакторных установок макетные и опытные образцы отрабатывались первоначально на воде, а затем проходили испытания на натуральной среде – свинец-висмутовом теплоносителе. При испытаниях на воде поверхность проточной части покрывалась специальным лаком, разрушение слоя этого лака рассматривалось как следствие кавитационного износа, который устранился путем доводки геометрии проточной части. Значения основных выходных характеристик проточных частей на эвтектике свинец-висмут, как правило, были близки к аналогичным значениям, получаемым на воде (с учетом разницы значений плотностей сред). При этом неоднократно фиксировались случаи, при которых проточные части насосов, успешно прошедшие все испытания на воде, интенсивно разрушались при испытаниях на эвтектике свинец-висмут. Это требовало доводки проточных частей насосов на ТЖМТ путем поэтапных последовательных испытаний конструкций опытным пу-

тем с последующими испытаниями в среде ТЖМТ. Наряду с этим имели место случаи, при которых положительные испытания на воде совпадали с последующими положительными испытаниями проточных частей на ТЖМТ без следов какого-либо изнашивания после испытаний на натурной среде. Аналогичные процессы отмечались при создании подводов и отводов насосов.

ВЫВОДЫ

При создании лопастных насосов для циркуляции свинцового и свинец-висмутового теплоносителей для реакторных контуров необходимо учитывать такие специфические свойства этих теплоносителей как невозможность возникновения кавитации в потоке ТЖМТ при рабочих температурах, несмачиваемость теплоносителями конструкционных материалов и др. Учет специфики свойств теплоносителя обуславливает неприменимость традиционных расчетных методов (в части кавитации и др.), используемых для расчета насосов, перекачивающих водяной и натриевый теплоносители.

Поступила в редакцию 03.03.2009

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УСОВЕРШЕНСТВОВАННОГО МАССООБМЕННОГО АППАРАТА С ТВЕРДОФАЗНЫМ ИСТОЧНИКОМ КИСЛОРОДА ПРИМЕНITЕЛЬНО К ТЕХНОЛОГИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ **44,5%Pb-55,5%Bi**

П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.Ю. Легких, А.А. Симаков
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Техническая реализация твердофазного метода регулирования содержания кислорода в свинецсодержащих теплоносителях, разработанного в ГНЦ РФ-ФЭИ, осуществляется с помощью специально разрабатываемых устройств – массообменных аппаратов, которые являются важной составной частью комплекса средств технологии тяжелых жидкокометаллических теплоносителей. К настоящему времени специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны и испытаны различные виды конструкций данных устройств.

В статье представлены результаты экспериментальных исследований усовершенствованного массообменного аппарата, устройства пневмодозаторного типа, для регулирования содержания примеси кислорода в теплоносителе свинец-висмут. Массообменный аппарат испытывался в составе автоматизированной системы контроля, прогнозирования и управления состоянием свинцово-висмутого теплоносителя. Испытания проводились на циркуляционном неизотермическом стенде «ТТ-2М» (ГНЦ РФ-ФЭИ). Целью экспериментов было определение работоспособности и основных характеристик разработанного массообменника.

Ключевые слова: термодинамическая активность кислорода, свинец, свинец-висмут, теплоноситель, массообменный аппарат, датчик активности кислорода, твердофазный метод.

Key words: oxygen thermodynamic activity, lead, lead-bismuth, coolant, mass exchanger, oxygen sensor, solid-phase method.

ВВЕДЕНИЕ

Особенностью расплавов свинца и свинца-висмута является их сравнительно высокая коррозионная активность по отношению к конструкционным материалам. В связи с этим одной из важнейших проблем, возникающих при использовании данных теплоносителей, является обеспечение коррозионной стойкости контак-

тирующих с ними материалов. В настоящее время основным методом, применяемым для защиты конструкционных сталей от коррозии в среде расплавов свинца и свинца-висмута, является кислородная пассивация конструкционных материалов. Пассивация заключается в формировании и поддержании на их поверхностях тонких (1–10 мкм), хорошо сцепленных с основой, плотных оксидных пленок, препятствующих развитию коррозионных процессов. При наличии таких пленок коррозионная стойкость конструкционных материалов многократно возрастает [1, 5]. Поскольку в этом методе пассивации основу защитных покрытий составляют оксидные соединения компонентов сталей, то их стабильность определяется термодинамической активностью кислорода в теплоносителе. Основу защитных покрытий составляет смешанный оксид железа – магнетит Fe_3O_4 . При эксплуатации установок возможно снижение концентрации растворенного кислорода в расплаве до значений, равных или меньших равновесных с Fe_3O_4 , что приводит к разрушению пассивационных покрытий. С другой стороны, присутствие в контуре значительного количества кислорода нежелательно, так как это может привести к накоплению недопустимого количества оксидов теплоносителя, таким образом,

- при слишком низкой термодинамической активности кислорода ($a_{[O]} < 10^{-4}$) в расплаве свинца-висмута или свинца не обеспечивается надежная анткоррозионная защита конструкционных сталей;
- при перенасыщении теплоносителя кислородом образуются шлаковые «блокады» на теплообменных участках контура, происходит нарушение проектных тепло-гидравлических характеристик циркуляционного контура, отклонение от штатных режимов эксплуатации, снижение ресурса работы оборудования.

Поэтому в процессе эксплуатации установок необходимо контролировать качество теплоносителя, поддерживая содержание растворенного кислорода на определенном уровне.

В ГНЦ РФ-ФЭИ были разработаны метод и средство регулирования окислительного потенциала свинецсодержащих теплоносителей, основанные на использовании процесса растворения твердофазных оксидов свинца, помещаемых в поток теплоносителя (твердотвердофазный метод) [6].

Существует несколько основных видов конструкций устройств кислородного массообмена:

- массообменные аппараты со встроенным насосом, где расход через реакционную емкость создается при той же температуре, что и в окружающем аппарат сплаве;
- массообменные аппараты с одним или несколькими внутренними нагревателями, где реализуется создание конвективного расхода теплоносителя за счет его подогрева, т.е. расход регулируется температурой;
- исследуемый массообменный аппарат пневмодозаторного типа, работа которого основана на принципе газового поршня.

Вышеперечисленные типы аппаратов кислородного массообмена схематично представлены на рис. 1. Тип аппарата выбирается исходя из технических требований объекта регулирования.

Разработанный массообменный аппарат пневмодозаторного типа обладает рядом преимуществ по сравнению с его аналогами. Основным преимуществом является высокая надежность, т.к. отсутствуют какие-либо составляющие конструкции, находящиеся под уровнем расплава, которые могут выйти из строя (нагреватель, насос), что приведет к необходимости их замены, а соответственно, к остановке и разгерметизации установки. Данная конструкция аппарата гарантирует исключение выноса твердой фазы и обеспечивает отсутствие воздействия

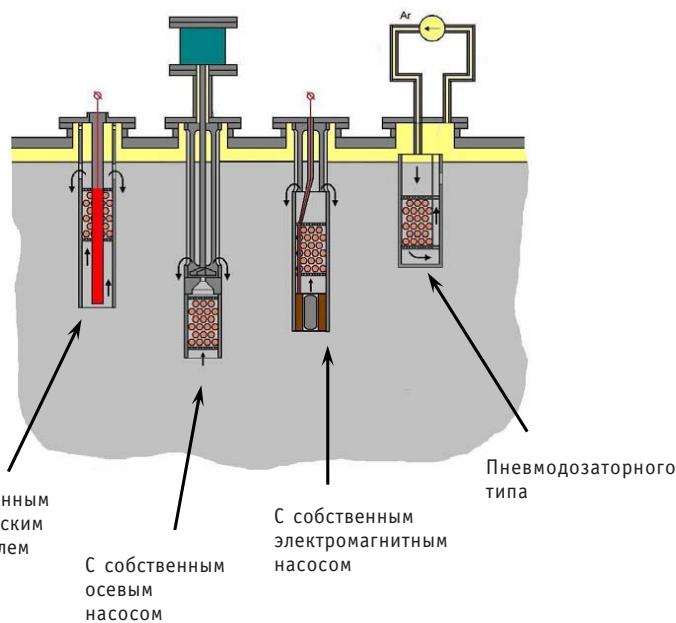


Рис. 1. Типы массообменных аппаратов

водорода на оксид свинца при водородной очистке контура. Управление аппаратом пневмодозаторного типа не требует ни ПИД, ни ПИ-регулирования, а осуществляется дискретно.

ПРОВЕДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ РАБОТ

Были проведены эксперименты с каждым из двух экспериментальных образцов массообменных аппаратов пневмодозаторного типа, один из которых был смонтирован на «холодном» байпасе стенда ТТ-2М, другой – в буферной емкости этого стенда.

Схема монтажа аппарата на байпасе стенда представлена на рис. 2. На входной линии рабочего участка перед массообменным аппаратом были расположены датчик активности кислорода (ДАК) капсулного типа Е3 для определения термодинамической активности кислорода на входе в рабочий участок стенда и электромагнитный расходомер G4, служащий для определения расхода теплоносителя через массообменный аппарат. Электромагнитный расходомер G3 предназначен для определения расхода теплоносителя через байпас. На выходном трубопроводе расположен датчик активности кислорода Е8 капсулного типа для определения содержания кислорода после прохождения расплава через аппарат. Таким образом, при помощи указанных датчиков определялась концентрация растворенного кислорода на входе в рабочий участок и на выходе из него.

Схема монтажа аппарата в буферной емкости стенда ТТ-2М представлена на рис. 3. Газовая труба приварена к фланцевому соединению на крышке буферной емкости на таком расстоянии от нее, чтобы весь корпус массообменного аппарата находился под уровнем сплава. Датчики активности кислорода располагаются в самой буферной емкости и на выходе из коллектора массообменного аппарата, поэтому можно контролировать содержание кислорода внутри массообменного аппарата. Индивидуальный газовый контур массообменного аппарата состоит из двух запорных вентилей, микрокомпрессора, измерителя разности давления «Сапфир-22ДД», вентиля тонкой регулировки, электромагнитного клапана.

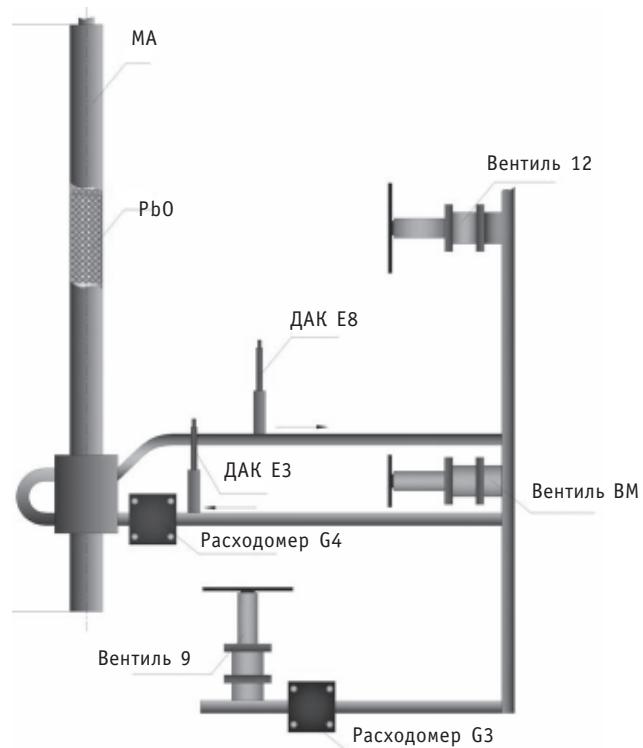


Рис. 2. Схема монтажа образца массообменного аппарата на байпасе стенда ТТ-2М

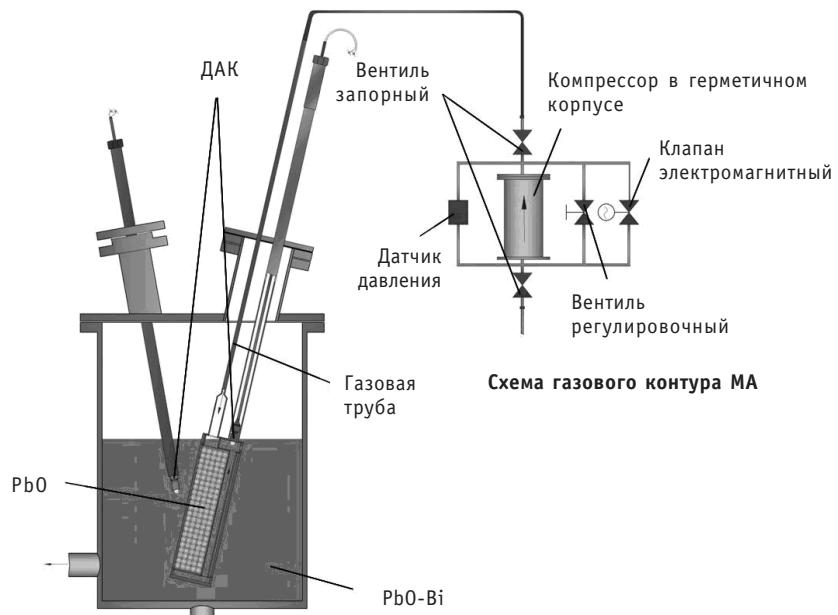


Рис. 3. Схема монтажа образца массообменного аппарата в буферной емкости стенда ТТ-2М

Программа испытаний включала в себя следующие основные этапы:

- подбор оптимальных параметров работы автоматизированной системы управления в изотермическом и неизотермическом режимах с помощью алгоритмов с обратной связью и без нее;

- испытание аппаратов кислородного массообмена при различных уставках по величине активности кислорода автоматизированной системы управления;
- испытание аппаратов при санкционированных оператором изменениях текущей уставки по величине активности кислорода (как в сторону увеличения, так и в сторону уменьшения) автоматизированной системы управления;
- испытание массообменного аппарата в условиях имитации развития коррозионных процессов в контуре (при работе источника металлических примесей);
- экспериментальное определение производительности массообменных аппаратов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Проведенные испытания образцов массообменных аппаратов пневмодозаторного типа показали, что эти аппараты как исполнительный элемент автоматизированной системы контроля, прогнозирования и управления содержанием кислорода способны достаточно оперативно удовлетворять потребность контура в растворенном кислороде, обеспечивать с высокой точностью $\pm(1-3)\%$ поддержание заданного кислородного режима во всем рабочем диапазоне концентраций ($10^{-10} - 10^{-4}$ % масс). На рисунке 4 показаны изменения концентрации кислорода при работе автоматизированной системы управления содержанием кислорода в автоматическом режиме при заданном значении кислородного потенциала (уставке). Из рисунка видно, что флюктуации концентрации кислорода происходят в очень узком диапазоне около требуемого уровня, соответствующего «уставке».

Реализация перехода на другой уровень кислородного потенциала осуществляется стабильно (рис. 5), и система с хорошей точностью обеспечивает поддержание нового уровня.

При испытании в условиях имитации развития коррозионных процессов была также достигнута стабильная работа массообменного аппарата исследуемого типа в составе автоматизированной системы управления (рис. 6). В экспериментах была достигнута высокая точность регулирования концентрации кислорода (не более $\pm 1-3$ мВ).

В ходе проведения экспериментов было получено, что максимальная концентрация на выходе из исследуемых образов массообменных аппаратов приблизительно в 2 раза меньше концентрации насыщения, что гарантирует исключение



Рис. 4. Поддержание заданного уровня концентрации кислорода

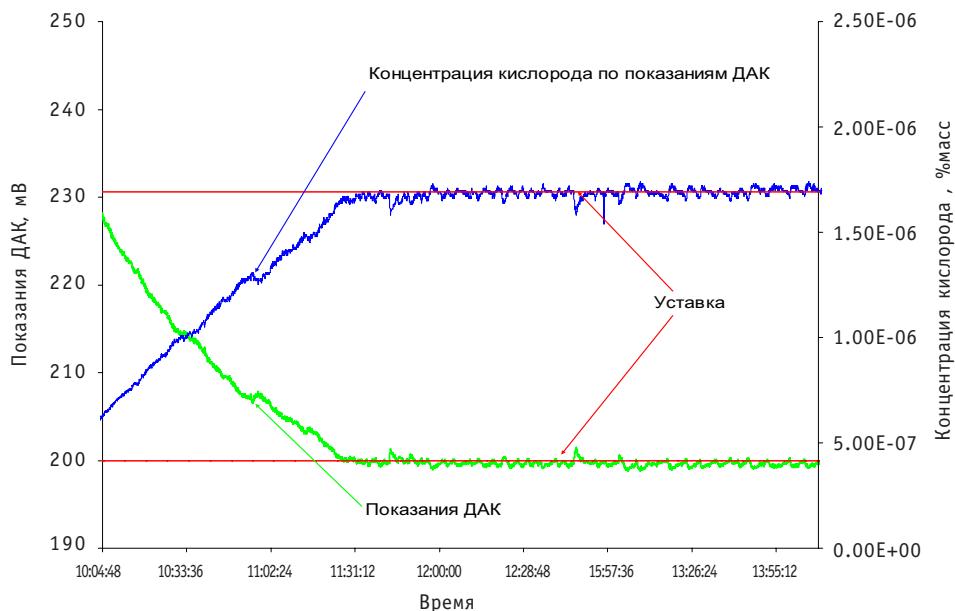


Рис. 5. Реализация перехода на другой уровень кислородного потенциала

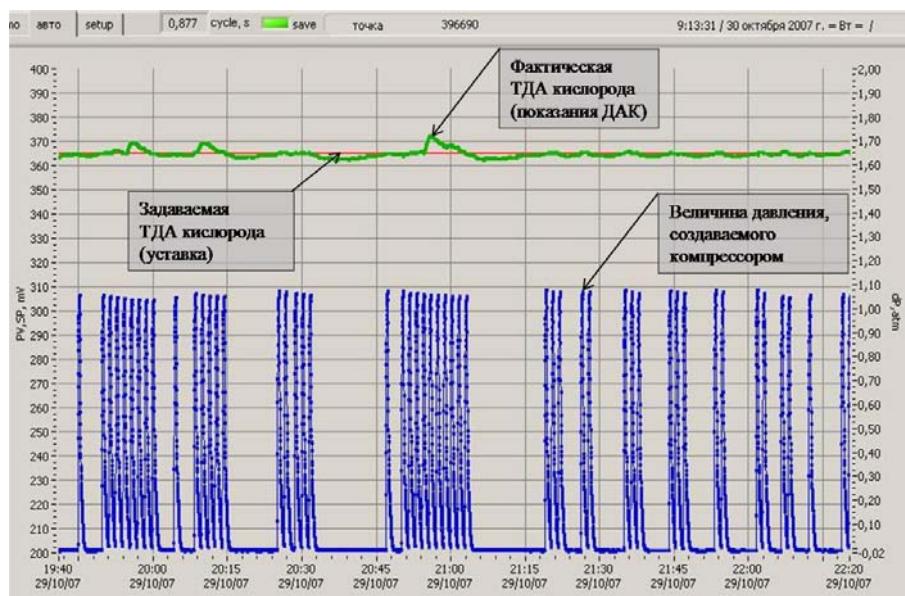


Рис. 6. Имитация развития коррозионных процессов на циркуляционном стенде ТТ-2М

выноса твердой фазы из аппарата. Массообменный аппарат пневмодозаторного типа, в отличие от его аналогов, позволяет оценить массу растворенного кислорода в каждой дозе и суммарное количество кислорода, поданного в теплоноситель, что является особенно важным, так как может лежать в основе новой методики диагностики состояния контура. На рис. 7 представлены графики, построенные по экспериментальным данным, из которых видно, что при почти постоянном значении кислородного потенциала скорость изменения суммарной массы подаваемого кислорода меняется. Методика диагностики контура заключается в том, что при поддержании заданной неизменной концентрации кислорода по скорос-

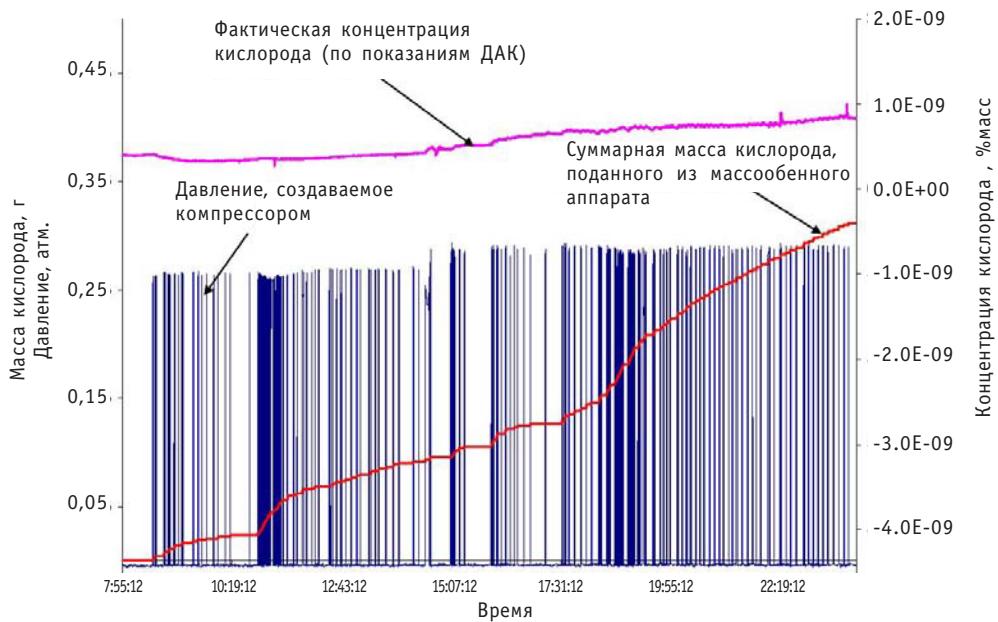


Рис. 7. Графики изменения давления, концентрации и массы кислорода, поданной в теплоноситель

ти изменения массы кислорода, поданной из массообменного аппарата, можно определить начало коррозионных, эрозионных процессов, а также разгерметизацию контура.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведены экспериментальные исследования усовершенствованной конструкции массообменного аппарата с твердофазным источником кислорода, устройства пневмодозаторного типа. Испытания проводились в различных режимах работы: при поддержании заданного уровня кислорода в контуре, при изменении уставок по величине активности кислорода автоматизированной системы управления, в условиях имитации развития коррозионных процессов в контуре. На основании исследований можно сделать вывод о том, что данная конструкция работоспособна; позволяет варьировать количество подаваемого расплава свинца-висмута, обогащенного кислородом в основной контур; стабильно работает в составе автоматизированной системы контроля, прогнозирования и управления состоянием свинцово-висмутового теплоносителя. Является целесообразным продолжение работ по созданию и обоснованию конструкций массообменных аппаратов уже применительно к конкретным ядерным энергетическим установкам.

Литература

- Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкокометаллических теплоносителях // Новые промышленные технологии. ЦНИИЛОТ. – 2004. – № 3. – С. 30-34.
- Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Разработка конструкций массообменных аппаратов для регулирования концентрации кислорода в теплоносителе Pb-Bi (Pb) для различных исследовательских петель и установок / Материалы конференции «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 2008.
- Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Разработка и экспериментальная эксплуатация массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в теплоносителях на основе свинца / Ядерные реакторы на быстрых нейтронах. Российский научно-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

технический форум. Материалы конференции «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 2003.

4. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др.* Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкокометаллических теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 1. – С. 145-151.

5. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др.* Создание автоматизированной системы контроля, прогнозирования и управления состоянием свинцово-висмутового (свинцового) теплоносителя и поверхностей контура ЯЭУ // Новые промышленные технологии. – 2008. – № 4. – С. 43-48.

6. *Сысоев Ю.М., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А.* Патент РФ №2246561 от 20.02.2005 г. на изобретение «Способ поддержания коррозионной стойкости стального циркуляционного контура со свинецсодержащим теплоносителем и массообменное устройство для его реализации (варианты)».

Поступила в редакцию 10.06.2009

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ДЕМОНТАЖА ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС, ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ, С ЦЕЛЬЮ МИНИМИЗАЦИИ ОБЛУЧЕНИЯ

**Ф.А. Балушкин*, А.Н. Сесекин*, О.Л. Ташлыков*, И.Б. Чеблоков*,
С.Е. Щеклеин*, А.Г. Ченцов****

*УТТУ-УПИ, г. Екатеринбург

**Институт математики и механики УрО РАН, г. Екатеринбург



Обоснована актуальность решения задачи оптимизации демонтажа радиоактивного оборудования при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС. Проведен математический анализ возможности использования и преимущества метода динамического программирования в решении данной задачи. Выполнены оценочные расчеты оптимальной последовательности демонтажа радиоактивного оборудования, в том числе при наличии условий предшествования, и сокращения облучаемости персонала по сравнению с исходным вариантом.

Жизненный цикл атомных электростанций (АЭС), а также других радиационно опасных объектов включает в себя этап вывода из эксплуатации. В настоящее время в России на стадии снятия с эксплуатации находятся энергоблоки №1, 2 Белоярской и №1, 2 Нововоронежской АЭС. Через 10–15 лет количество выводимых из эксплуатации блоков АЭС значительно возрастет.

Технологическая последовательность работ по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС включает в себя несколько стадий, из которых наиболее трудо- и дозозатратной является демонтаж радиоактивного оборудования.

При выводе из эксплуатации необходимо, чтобы на всех этапах выполнения работ радиационное воздействие на работников, население и окружающую среду не приводило к превышению действующих на момент выполнения работ пределов доз облучения работников и населения, а также нормативов по выбросам, сбросам и концентрациям радиоактивных веществ в различных природных средах [1].

Помимо использования традиционных средств (дистанционно управляемых демонтажных комплексов, проведения дезактивации), требующих значительных

© Ф.А. Балушкин, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, И.Б. Чеблоков, С.Е. Щеклеин, А.Г. Ченцов,
2009

затрат, снижение дозовых нагрузок работников может быть достигнуто оптимизацией последовательности демонтажа радиоактивного оборудования [2].

Рассмотрим возможность решения этой задачи с использованием расчетных программ, разработанных в Уральском государственном техническом университете – УПИ кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» в сотрудничестве с Институтом математики и механики УрО РАН. Поставленная задача может быть интерпретирована как модификация задачи коммивояжера (ЗК), в которой исследуются вопросы оптимизации перемещений между заданными пунктами, обычно именуемыми «городами». Это одна из наиболее известных задач дискретной оптимизации (торговец, начиная с некоторой базы, хочет посетить каждый из N других городов только один раз), сочетающая простоту постановки и трудности вычислительного характера, т.к. имеется $N!$ возможных маршрутов, один из которых или несколько дают минимальные издержки, в данном случае колективную дозу облучения.

В данном случае в качестве математического «инструмента» для решения ЗК используется метод динамического программирования (МДП), являющийся наиболее эффективным в качественном отношении, поскольку гарантирует оптимальность, обеспечивает удобство программирования решения, а также является универсальным, т.е. приспособленным для задач различного типа.

Использование МДП для нахождения оптимального маршрута перемещения работников в радиационных полях с целью минимизации облучения подробно рассмотрено в работе [3]. В этом случае МДП конкретизирован для решения ЗК в постановках «обычной» замкнутой и незамкнутой задач: сначала происходит построение функции Беллмана (в обратном «времени»), а затем конструируется оптимальный маршрут обхода обслуживаемых объектов («городов»), задающий последовательность выполнения работ, исходя из решения уравнения Беллмана на каждом шаге. В этой связи отметим конструкцию МДП в [4,5], ориентированную на решение классической ЗК.

Следующими шагами стали разработка теоретического обоснования, алгоритма построения функции Беллмана и программная реализация процедуры МДП для решения задачи минимизации облучения персонала при демонтаже радиоактивного оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации.

Рассмотрим радиоактивную систему в отдельном помещении, имеющую в своем составе N элементов, каждый из которых создает излучение с определенной мощностью дозы. Одновременно с этим трудозатраты на демонтаж каждого элемента различны. Эффективная доза облучения E (без учета влияния расстояния), получаемая работниками при демонтаже, будет зависеть от времени их пребывания в радиационных полях, создаваемых элементами радиоактивной системы:

$$E = k \cdot t_{\alpha(1)} (P_{\alpha(1)} + P_{\alpha(2)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + k \cdot t_{\alpha(2)} (P_{\alpha(2)} + P_{\alpha(3)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + \dots + k \cdot t_{\alpha(N)} P_{\alpha(N)},$$

где $P_{\alpha(i)}$ – радиационный параметр (мощность дозы, мощность воздушной кермы и т.д.), создаваемый i -м элементом; k – коэффициент перехода от радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$ к эффективной дозе; $t_{\alpha(i)}$ – время демонтажа i -го элемента.

Если рассмотреть последовательность демонтажа в порядке возрастания номеров элементов системы (1, 2, ..., N), то при демонтаже элемента №1 исключается его дальнейшее влияние на облучение в виде радиационного параметра $P_{\alpha(1)}$, при демонтаже элемента № 2 исключается его дальнейшее влияние на облучение в виде радиационного параметра $P_{\alpha(2)}$ и т.д. Таким образом, при демонтаже i -го элемента исключается дальнейшее его влияние на облучение в виде радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$.

Оптимизация последовательности демонтажа элементов радиоактивной системы позволяет минимизировать дозы облучения работников.

Решение этой задачи усложняется тем, что затраты на переход от объекта к объекту зависят не только от этих двух объектов, как в классическом варианте ЗК, но и от множества еще не обойденных объектов (уровень радиационного фона при выполнении очередной работы зависит от наличия недемонтированных элементов в помещении).

Математическая формализация задачи. Полагаем в дальнейшем, что задано некоторое натуральное число $N > 2$, отображение

$$(i, j, K) \rightarrow c_{ij}[K] : \overline{0, N} \times \overline{1, N} \times \mathbb{N} \rightarrow [0, \infty[, \quad (1)$$

где \mathbb{N} – семейство всех непустых подмножеств (п/м) «промежутка» $\overline{1, N} = \{1; \dots; N\}$ натурального ряда $N := \{1; 2; \dots\}$ (здесь и ниже $\hat{=}$ есть равенство по определению); соответственно $\overline{0, N} = \{0; 1; \dots; N\}$. Заметим, что с практической точки зрения область определения отображения (1) можно было бы «сократить», а именно, в рассматриваемой ниже задаче существенны только значения $c_{ij}[K]$ для случаев, когда

$$K \in \mathbb{N}, i \in \overline{0, N} \setminus K, \quad j \in K. \quad (2)$$

Мы будем, однако, доопределять упомянутые значения, соответствующие случаю (2), произвольным образом. Для определенности будем полагать, что для триплетов $(i, j, K) \in \overline{0, N} \times \overline{1, N} \times \mathbb{N}$, не удовлетворяющих (2), $c_{ij}[K] := 0$. Как обычно в ЗК, мы рассматриваем в качестве маршрутов всевозможные перестановки α чисел из $\overline{1, N}$; эти числа-индексы, следуя традиции, называем «городами»; число 0 соответствует базе, из которой развертывается тот или иной маршрут α ; последний оценивается затратами вида

$$\begin{aligned} & c_{0, \alpha(1)}[\overline{1, N}] + \sum_{i=2}^N c_{\alpha(i-1), \alpha(i)}[\{\alpha(j) : j \in \overline{i, N}\}] = \\ & = c_{0, \alpha(1)}[\overline{1, N}] + \sum_{i=2}^N c_{\alpha(i-1), \alpha(i)}[\overline{1, N} \setminus \{\alpha(j) : j \in \overline{1, i-1}\}]. \end{aligned} \quad (3)$$

Содержательный смысл (3) состоит в следующем. По мере развития маршрута мы «выключаем» из активного режима некоторые «источники» (в данной задаче – это источники излучения), что учитывается слагаемыми в (3) в терминах заданной априори зависимости (1). Из (3) видно, что значимыми для оценки маршрута могут быть только значения (1), соответствующие случаю (2). Мы рассматриваем далее задачу минимизации значений (3) в классе всех маршрутов, т.е. в классе всевозможных перестановок чисел из $\overline{1, N}$. Уточним постановку задачи.

Через P условимся обозначать множество всех перестановок в $\overline{1, N}$, т.е. множество всевозможных маршрутов. Через π обозначаем отображение из P в $[0, \infty[$, сопоставляющее каждому маршруту $\alpha \in P$ значение (3): $\pi: P \rightarrow [0, \infty[$.

Рассматриваемая ниже задача имеет вид

$$\pi(\alpha) \rightarrow \min, \quad \alpha \in P. \quad (4)$$

Через V обозначаем значение задачи (4), т.е.

$$V := \min_{\alpha \in P} \pi(\alpha) \in [0, \infty[. \quad (5)$$

Оптимальным называем всякий маршрут $a_0 \in P$, для которого $\pi(a_0) = V$. Данная постановка традиционна для ЗК; ее особенности связаны только с характером платежной матрицы (см. (1)), что проявляется, в частности, в (3).

Метод динамического программирования. Рассмотрим укороченные маршрутные задачи, определяемые как задачи на экстремум, подобные (4), но касающиеся посещение не всех, вообще говоря, «городов» из $\overline{1, N}$. Условимся в этой связи о некоторых обозначениях.

Если $K \in \mathbb{N}$, то через $|K|$ обозначаем количество элементов K ; $|K| \in \overline{1, N}$. Кроме того, полагаем $|\emptyset| := 0$. Пусть $N := \mathbb{N} \cup \{\emptyset\}$ (семейство всех п/м $\overline{1, N}$). Если $K \in \mathbb{N}$, то через $(bi)[K]$ обозначаем множество всех биекций [8] «отрезка» $\overline{1, |K|}$ на K . Ясно, что $P = (bi)[\overline{1, N}]$; $(bi)[K] \neq \emptyset \quad \forall K \in \mathbb{N}$. Условимся о следующем соглашении. Если $K \in \mathbb{N}$ и $i \in \overline{0, N}$, то при $|K| \geq 2$ $\pi_K^{(i)} := (bi)[K] \rightarrow [0, \infty[$ определяем посредством правила: при $\alpha \in (bi)[K]$

$$\begin{aligned} \pi_K^{(i)}(\alpha) &:= c_{i, \alpha(1)}[K] + \sum_{j=2}^{|K|} c_{\alpha(j-1), \alpha(j)} \left[\left\{ \alpha(\ell) : \ell \in \overline{j, |K|} \right\} \right] = \\ &= c_{i, \alpha(1)}[K] + \sum_{j=1}^{|K|-1} c_{\alpha(j-1), \alpha(j)} \left[\left\{ \alpha(\ell) : \ell \in \overline{j+1, |K|} \right\} \right]. \end{aligned} \quad (6)$$

Если же $K \in \mathbb{N}$ таково, что $|K| = 1$ и $i \in \overline{0, N}$, то и при $\alpha \in (bi)[K]$

$$\pi_K^{(i)}(\alpha) := c_{i, m}[K], \quad (7)$$

где $m \in \overline{1, N}$ таково, что $K = \{m\}$.

Рассматриваем в качестве укороченной всякую задачу

$$\pi_K^{(i)}(\alpha) \rightarrow \min, \alpha \in (bi)[K], \quad (8)$$

где $K \in \mathbb{N}$ и $i \in \overline{0, N}$. Разумеется, задача (8) определена для каждого $i \in \overline{0, N}$ и $K \in \mathbb{N}$, т.е. мы имеем целый набор укороченных задач. В частности, в (6), (8) можно полагать $K = \overline{1, N}$ и $i = 0$. Полезно иметь в виду, что

$$\pi_{1, N}^{(0)} = \pi, \quad (9)$$

а тогда основная задача (4) «превращается» в вариант (7). Учитывая это обстоятельство, мы, подобно (5), введем экстремумы (значения) укороченных задач (8): если $K \in \mathbb{N}$ и $i \in \overline{0, N}$, то

$$v(i, K) := \min_{\alpha \in (bi)[K]} \pi_K^{(i)}(\alpha). \quad (10)$$

Из (10) следует, в частности, что

$$V = v(0, \overline{1, N}). \quad (11)$$

Наконец, полагаем по определению, что $v(i, \emptyset) := 0 \quad \forall i \in \overline{0, N}$.

Таким образом, определена функция Беллмана задачи (4)

$$(i, K) \rightarrow v(i, K) : \overline{0, N} \times N \rightarrow [0, \infty[; \quad (12)$$

равенство (11) характеризует естественное согласование основной задачи (4) и серии укороченных задач (8). Полезно, однако, ввести одно несущественное преобразование задач (8).

Предложение. Если $K \in \mathbb{N}$ и $i \in \overline{0, N} \setminus K$, то

$$v(i, K) = \min_{i \in K} [c_{i, j}[K] + v(j, K \setminus \{j\})]. \quad (13)$$

Обсудим (13) (уравнение Беллмана): в позиции (i, K) значение укороченной задачи, стартующей из объекта i (города i в терминологии ЗК) и характеризуемой

заданиями из множества K , выражается в терминах текущих затрат, связанных с очередным заданием $k \in K$, и перспективных затрат в укороченной задаче, стартующей уже из объекта k при наличии заданий из множества $K \setminus \{k\}$. На основе (13) можно построить функцию Беллмана, после чего по информации о массиве значений этой функции – оптимальный маршрут (см. [6, гл. 3]).

Программная реализация рассмотренного алгоритма расчета облучаемости персонала без учета фактора расстояния показывает (рис. 1), что оптимальная последовательность демонтажа снижает дозы облучения на 30–50%.

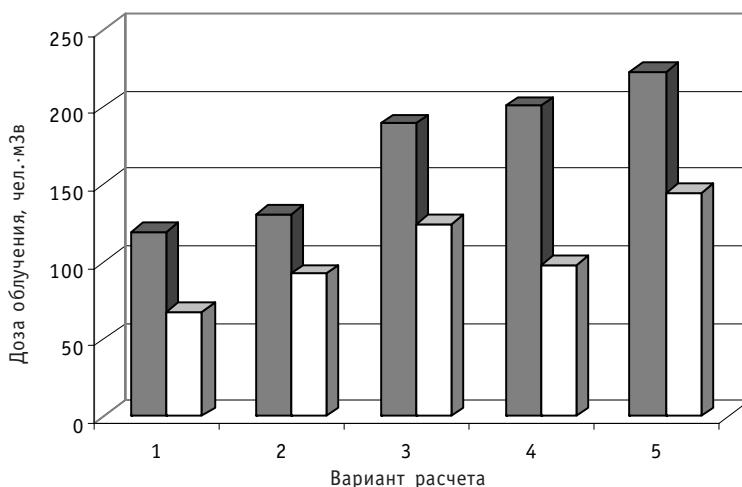


Рис. 1. Облучаемость персонала без учета фактора расстояния: ■ – максимальное значение; □ – минимальное значение

Как известно, мощность дозы излучения (воздушной кермы) обратно пропорциональна квадрату расстояния от источника излучения до точки детектирования x_{ij}^2 [7]. Следовательно, при значительных размерах помещения (зоны демонтажа) необходимо учитывать влияние расстояния на мощность дозы излучения в точке детектирования, создаваемой различными элементами радиоактивной системы.

Рассмотрим влияние расстояния от источника излучения до работающего на алгоритм решения поставленной задачи. Для этого в исходные данные помимо времени демонтажа $t_{\alpha(i)}$ и радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$, создаваемого каждым из N демонтируемых объектов, введем расстояния между объектами, которые задаются матрицей $X = \{x_{ij}\}$, где x_{ij} – расстояние между i -ым и j -ым объектами (рис. 2).

Программная реализация около тридцати примеров для различных радиоактивных систем показала вычислительную эффективность разработанной методики.

Рассмотрим в качестве примера один из выполненных вариантов расчета облучаемости персонала с учетом расстояний между источниками излучения и точкой детектирования. В таблицах 1, 2 приведены исходные данные для расчета.

Характеристики демонтируемых объектов

Таблица 1

Номер объекта	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Мощность дозы, мЗв/ч	2,75	2,09	2,1	1,45	2,42	1,21	0,54	2,03	0,98	1,58
Время демонтажа объекта, ч	1,72	0,81	0,7	1,45	1,29	0,49	1,33	1,0	1,24	0,52

Таблица 2

Расстояние между объектами x_{ij} , м

Номер объекта	Номер объекта									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	–	2,5	4,1	4,5	3,5	1,8	2,34	1,5	2,92	4,74
2	2,5	–	2	3,5	4,3	4,5	4,74	2,92	1,5	3,81
3	4,1	2	–	2,3	4	5	5,22	4,37	2,5	2,75
4	4,5	3,5	2,3	–	2,5	4,2	4,46	4,74	3,81	1,5
5	3,5	4,3	4	2,5	–	2	2,5	3,81	4,55	2,92
6	1,8	4,5	5	4,2	2	–	1,5	2,34	4,74	4,46
7	2,34	4,74	5,22	4,46	2,5	1,5	–	1,8	4,5	4,2
8	1,5	2,92	4,37	4,74	3,81	2,34	1,8	–	2,5	4,5
9	2,92	1,5	2,5	3,81	4,55	4,74	4,5	2,5	–	3,5
10	4,74	3,81	2,75	1,5	2,92	4,46	4,2	4,5	3,5	–

Таблица 3

Последовательность демонтажа объектов	Доза, мЗв
7→9→4→5→1→8→6→2→3→10	31,6
10→3→2→6→8→1→5→4→9→7	24

В таблице 3 приведены результаты расчетов по разработанной программе максимальной и минимальной доз облучения при демонтаже объектов в различной последовательности.

Из представленных на рис. 2 вариантов расчета (вариант № 1 соответствует данным, приведенным в табл. 1-3) следует, что оптимизация последовательности демонтажа радиоактивного оборудования позволяет снизить дозы облучения персонала на 25–40%.

В реальных условиях на последовательность демонтажа элементов систем АЭС накладываются определенные ограничения, связанные с конструкционными особенностями, размещением и т.д. Поэтому в заключение статьи кратко обсудим один более общий подход, учитывающий условия предшествования, ориентируясь на конструкции [6] и [8].

Полагаем сейчас, что имеется N , $N \geq 2$ множеств M_1, \dots, M_N , являющихся каждое непустым конечным подмножеством множества X . Рассматриваем перемещения

$$(x_0 = x^0) \rightarrow (x_1 \in M_{\alpha(1)}) \rightarrow \dots \rightarrow (x_N \in M_{\alpha(N)}), \quad (14)$$

где $x^0 \in X$ фиксированно, α – перестановка в $\overline{1, N} = \{1; \dots; N\}$. Предполагаем, что перемещения в (14) сопровождаются затратами, понимаемыми здесь как величина, оценивающая воздействие радиоактивного излучения; в связи с (14) см. [8], [6, §2.1]. Эти затраты выражаем посредством функции

$$c: X \times X \times N \rightarrow [0, \infty], \quad (15)$$

где N – семейство всех непустых п/м $\overline{1, N}$, именуемых далее списками заданий. Мы полагаем, что значения $c(x_1, x_2, K)$, где $K \in N$, определены не только для $x_i = x^0$ и $x_i \in M_j$, $j \in \overline{1, N}$; в противном случае продолжаем исходную содержательную за-

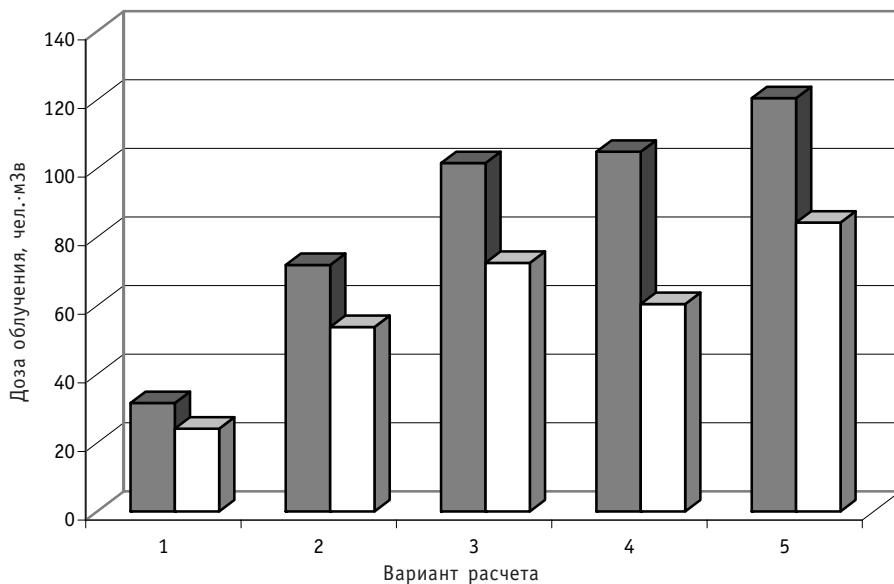


Рис. 2. Облучаемость персонала с учетом фактора расстояния: ■ – максимальное значение; □ – минимальное значение

висимость произвольным образом (например, нулем). Аргумент K соответствует по смыслу списку оставшихся заданий.

В нашем распоряжении находится маршрут α (т.е. перестановка индексов) и кортеж (x_0, x_1, \dots, x_N) точек посещения целевых множеств M_j , исполняющих роль помещений АЭС, в которых производятся работы по демонтажу оборудования. Выбор перестановки α стеснен ограничениями технологического характера, формализуемыми в виде условий предшествования [6, 8]: полагаем заданным множество \mathbf{K} индексных пар (p, q) , где $p \in \overline{1, N}$ и $q \in \overline{1, N}$; итак, $\mathbf{K} \subset \overline{1, N} \times \overline{1, N}$. Мы полагаем, что перестановка α в $\overline{1, N}$ допустима (маршрут α допустим) в том и только в том случае, когда при всяком выборе упорядоченной пары $(p, q) \in \mathbf{K}$ для «моментов времени» $t_1 \in \overline{1, N}$ и $t_2 \in \overline{1, N}$, удовлетворяющих условиям $(\alpha(t_1)=p \& (\alpha(t_2)=q))$, имеет место $t_1 < t_2$ (множество M_p посещается раньше, чем M_q ; см.(14)).

Мы постулируем, как и в [6, 8], что при всяком выборе непустого множества S , $S \subset \mathbf{K}$, найдется такая упорядоченная пара $(p, q) \in S$, что для любых пар $(p', q') \in S$ выполнено $p \neq p'$. Пусть \mathbf{A} – множество всех допустимых маршрутов (допустимых перестановок в $\overline{1, N}$); оно непусто (см. [6, §2. 2]). Для наглядного представления \mathbf{A} введем правило вычеркивания \mathbf{I} [6, с.32] в виде отображения, действующего в \mathbf{N} : при $K \in \mathbf{N}$ полагаем, что $\mathbf{I}(K)$ есть часть множества оставшихся заданий после процедуры вычеркивания. Само правило вычеркивания состоит в следующем: если $K \in \mathbf{N}$, то следует определить множество $\Sigma[K]$ всех пар $(p, q) \in \mathbf{K}$, для которых $p \in K$, и $q \in K$; тогда $\mathbf{I}(K)$ есть множество всех $k \in K$ таких, что $k \neq q' \quad \forall (p', q') \in \Sigma[K]$. Тогда [8], [6, с.33] \mathbf{A} совпадает с множеством всех перестановок α в $\overline{1, N}$, для каждой из которых $\alpha(k) \in \mathbf{I}\alpha(k) \in I(\{\alpha(l) : l \in \overline{k, N}\}) \quad \forall k \in \overline{1, N}$.

На основе этого представления множества \mathbf{A} конструируется расширение задачи оптимизации перемещений в (14) в виде системы специальных укороченных экстремальных задач [6, §2.4], причем эволюция функции Беллмана

$$(x', K') \rightarrow v(x', K'): X \times (\text{NU } \{\emptyset\}) \rightarrow [0, \infty], \quad (16)$$

удовлетворяющей очевидному краевому условию $v(x, \emptyset) = 0 \quad \forall x \in X$, характеризуется уравнением

$$v(x, K) = \min_{k \in I(K)} \min_{y \in M_k} [\mathbf{c}(x, y, K) + v(y, K \setminus \{k\})], \quad (17)$$

где $x \in X$ и $K \in \mathbb{N}$. Заметим, что при построении массива значений функции (16) на основе (17) можно воспользоваться усеченной версией процедуры динамического программирования, приведенной в [8] и [6, §4.9]. Упомянутая версия была реализована в виде стандартной программы для ПЭВМ А.А.Ченцовым; проведен соответствующий вычислительный эксперимент.

ВЫВОДЫ

1. Расчетные методы оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования выводимых из эксплуатации энергоблоков АЭС имеют значительный потенциал в решении проблемы минимизации облучения персонала.
2. Для решения поставленной задачи оптимизации наиболее эффективен в вычислительном отношении метод динамического программирования, гарантирующий оптимальность и удобство программирования решения.
3. Рассмотренный вариант метода динамического программирования для задачи коммивояжера, отличающейся от стандартной тем, что элементы матрицы переходов зависят от списка еще не обойденных «городов» (недемонтированных объектов), позволяет минимизировать дозовые нагрузки персонала АЭС, занятого в демонтаже выводимых из эксплуатации блоков АЭС.
4. Оптимизация последовательности демонтажа радиоактивных объектов позволяет сократить дозы облучения на 25–40%.

Литература

1. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-99). – М.: Госатомнадзор России, 2000.
2. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Ченцов А.Г., Щеклеин С.Е. О проблеме снижения облучаемости персонала при демонтаже радиоактивного оборудования снимаемых с эксплуатации объектов использования атомной энергии/Безопасность критических инфраструктур и территорий: Тезисы докладов II Всероссийской конференции и XII Школы молодых ученых. – Екатеринбург: УрО РАН, 2008. с.218–220.
3. Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Куклин М.Ю., Ченцов А.Г., Кадников А.А. Использование метода динамического программирования для оптимизации траектории перемещения работников в радиационно опасных зонах с целью минимизации облучения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 2. – С. 41–48.
4. Беллман Р. Применение динамического программирования к задаче о коммивояжере//Кибернет. сб. – М.: Мир, 1964. – Т. 9. – С. 219–228.
5. Хелд М., Карп Р.М. Применение динамического программирования к задачам упорядочения//Кибернет. сб. – М.: Мир, 1964. – Т. 9. – С. 202–218.
6. Ченцов А.Г. Экстремальные задачи маршрутизации и распределения заданий: вопросы теории. – Ижевск: НИЦ «Регулярная и хаотическая динамика», Ижевский институт компьютерных исследований, 2008. -240 с.
7. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1987. -192 с.
8. Ченцов А.А., Ченцов А.Г. О реализации метода динамического программирования в обобщенной задаче курьера//Известия РАН. Теория и системы управления. – 2008. – № 3. – С. 143–153.

Поступила в редакцию 8.04.2009

МАКРОПОДГРУППОВОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

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

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

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



Целью работы является применение макроподгруппового метода описания сечений взаимодействия нейтронов с ядрами нуклидов среды в резонансной области энергий для физического моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с невоспроизводящими экранами.

Согласно действующим и разрабатываемым государственным программам развития российской ядерной энергетики, реакторы на быстрых нейтронах кроме требований безопасности и конкурентоспособности должны удовлетворять требованиям экологичности замкнутого топливного цикла и режиму нераспространения ядерных материалов. Последнее достигается за счет специального замкнутого топливного цикла, в котором химпереработка производится без отделения плутония от урана. В этом случае плутоний в чистом виде нигде не проявляется, технология его выделения не используется, и тем самым реализуется принцип технологической защищенности топливного цикла от его использования для производства вооружений.

В активной зоне нет внутренних и внешних зон воспроизведения, которые несовместимы с принятым топливным циклом. Вместо воспроизводящих экранов должны быть стальные отражатели. Предполагается создание промышленной базы по производству смешанного уран-плутониевого топлива, завода по регенерации топлива и других объектов, позволяющих замкнуть топливный цикл по плутонию и младшим актинидам и на практике показать экологические достоинства подобного цикла с точки зрения уменьшение радиотоксичности РАО и возможность технологической поддержки режима нераспространения.

Современные исследования в данной области весьма интенсивны, имеют международный характер, что выгодно всем участвующим в них сторонам. В рамках программы утилизации российского оружейного плутония в течение последних нескольких лет совместно с Японским институтом топливного цикла (JNC) и в соответствии с контрактом с Министерством энергетики США на физическом стенде БФС (ГНЦ РФ-ФЭИ, Россия) были собраны критические сборки серии БФС-62, имитирующие гибридную активную зону реактора БН-600 со смешанным уран-плуто-

© А.А. Безбородов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов, И.Р. Суслов,
В.И. Фоломеев, 2009

ниевым топливом (МОХ-топливо) [1,2]. Исследования были сосредоточены на измерениях натриевого пустотного эффекта реактивности и распределений скоростей делений [3] изотопов урана и плутония, особенно, в боковом стальном экране (условие замкнутого топливного цикла). Расчетные исследования с подготовленными традиционным способом 26-групповыми константами выполнялись по трехмерному коду TRIGEX [4], широко используемому в научно-исследовательских и проектных проработках быстрых реакторов типа БН (БН-600, БН-800, CEFR, инновационные проекты). Наличие модуля FFCP [5,6] позволяет использовать программу и для анализа экспериментов на действующих реакторах (БН-350, БОР-60, БН-600) и критических сборках (БФС и др.) с учетом их сложной гетерогенной структуры. Проведено сравнение расчетных и экспериментальных распределений скоростей реакций деления ^{235}U . На сборках со стальным отражателем (БФС-62-2 и БФС-62-3А) отличие расчета от эксперимента достигает до +25% внутри стального экрана и до -10% на его периферии.

Совместно с компанией UT-Battelle (США) и ОАО «ТВЭЛ» (Россия) в 2006 г. [7] на сборках БФС-68 проводилось изучение характеристик влияния плотности нейтронного потока на несменяемые элементы внутри корпусных конструкций реактора, расположенных в районе выгородки элеваторов и в районе внутреннеакторного хранилища при замене бокового экрана БН-600 из двуокиси обедненного урана (воспроизводящий экран) на стальной (условие замкнутого топливного цикла) для обоснования продления ресурса реактора с 30 до 45 лет. Для численного анализа нейтронных полей был использован широкий набор расчетных кодов, включающий в себя использующийся при проектировании трехмерный код TRIGEX (Россия), основанный на диффузионном приближении; прецизионные сеточные коды DORT (США) и KATRIN (Россия), использующие метод дискретных ординат; коды прямого моделирования переноса нейтронов методом Монте-Карло MMKKEO (Россия и США) и MCNP (США). Расчеты проводились с использованием традиционно подготовленных констант в 26-ти и 299-ти энергетических группах. На сборках измерены радиальные распределения скоростей реакций деления. Проводилось сравнение расчетов с экспериментом. Результаты аналогичны полученным для сборок БФС-62.

Рассчитываемые величины не совпадают с измеренными в пределах заявленных погрешностей в районе стального отражателя, что связано со сложной структурой сечений железа и учетом эффектов резонансной самоэкранировки в смесях с натрием и компонентами нержавеющей стали традиционным методом. Поскольку доля тепловыделения в боковой зоне воспроизведения довольно значительна, без точных знаний ее нельзя просто заменить стальным отражателем. Это может привести к необходимости изменений границ активной зоны для компенсации тепловыделения. Что является существенным изменением конструкции. Традиционный способ подготовки многогрупповых констант ответственен за столь большие погрешности.

Групповые константы, подготавливаемые традиционным способом (основные приближения – протяженные гомогенные физические зоны с допущением разделения энергетических и пространственных переменных нейтронного спектра, по которому усредняются групповые константы в пределах энергетической группы, как следствие, неучет нерассеянных нейтронов на границах зон), хорошо зарекомендовали себя в физике быстрых реакторов с традиционной активной зоной. В случае же быстрых реакторов с отражателями из конструкционных материалов средней атомной массы (железа, никеля) на границе с отражателем имеются переходные области, в которых резонансная структура нейтронного спектра, харак-

терная для данной зоны, испытывает влияние резонансной структуры спектра соседней зоны. Особенность резонансной структуры железа – наличие глубоких минимумов в полном сечении из-за интерференции резонансного и потенциального рассеяний. Длина свободного пробега нейтронов с энергией, соответствующей интерференционным минимумам, составляет десятки сантиметров. Этим обусловливаются большие размеры переходных приграничных областей, в которых устанавливается резонансная структура нейтронного спектра. Сильна пространственная зависимость резонансной самоэкранировки сечений. В этом случае групповые константы не учитывают граничные резонансные эффекты, вызванные нерассеянными резонансными нейтронами, спектр которых ослабляется по экспоненте и существенно зависит от координат. Разделение энергетических и пространственных переменных нейтронного спектра не корректно.

Выполнившиеся ранее по различным компьютерным программам нейтронно-физические расчеты небольших по размеру критических экспериментальных сборок со стальными отражателями на различных стендах (в частности БФС-40 [8]) выявили большое влияние граничных резонансных эффектов на нейтронно-физические характеристики их активных зон. Использовавшиеся традиционные константы занижали их критичность от 3,5 до 4,5%. Ситуация была исправлена с применением метода подгруппового описания резонансной структуры нейтронных сечений внутри энергетических групп [9–11].

Нейtron при значении летаргии i имеет полное сечение взаимодействия с веществом Σ_t , а в резонансной области оно сильно флюкутирует. В подгрупповом методе множество возможных значений Σ_t в интервале летаргии Δi задается распределением вероятностей $P(\Sigma_t)$. Вместо риманова интегрирования на групповом интервале летаргии Δi сильно флюкутирующих функций осуществляется переход к интегрированию по Лебегу с использованием Σ -представления:

$$\langle f(\Sigma_t) \rangle_g = \int_{\Sigma_{t,g}^{\min}}^{\Sigma_{t,g}^{\max}} d\Sigma_t f(\Sigma_t) P_g(\Sigma_t), \quad (1)$$

где $P_g(\Sigma_t)$ – плотность вероятности найти среди нейтронов, распределенных по интервалу Δi , такие, которые взаимодействуют с полным сечением Σ_t . Применение квадратурной формулы вида

$$\langle f(\Sigma_t) \rangle_g = \sum_{k=1}^{K_g} a_k f(\Sigma_{t,k}) \quad (2)$$

соответствует аппроксимации $P_g(\Sigma_t)$ конечной суммой взвешенных δ -функций (δ -представление):

$$P_g(\Sigma_t) = \sum_{k=1}^{K_g} a_k \delta(\Sigma_t - \Sigma_{t,k}), \quad (3)$$

где a_k и $\Sigma_{t,k}$ ($k = 1, \dots, K_g$) – фиксируемые для группы g константы, не зависящие от вида интегрируемой функции $f(\Sigma_t)$. При увеличении числа K_g квадратурные формулы становятся сколь угодно точными. Обычно достаточно $K_g = 2-5$, т.е. подгрупп для одного нуклида.

Подгрупповое представление резонансной структуры сечений наиболее выгодно в области неразрешенных резонансов, где эта структура или вообще не измерена, или измерена с плохим разрешением, что важно для физики реакторов на быстрых нейтронах. Для нейтронов одной и той же подгруппы эффекты резонансной самоэкранировки несущественны, поскольку эти нейтроны обладают близкими сечениями. Следовательно, расчет распространения нейтронных подгрупп в

среде может осуществляться по заранее составленным эффективным константам, зависящим лишь от состава среды, но не от ее размеров и состава сред, с которыми она граничит. Резонансная структура нейтронных сечений всей среды менее выражена, чем структура ее отдельных нуклидов.

Для расчета установок на быстрых нейтронах с невоспроизведящими экранами введем макроподгрупповой метод учета резонансной структуры всех нуклидов среды в пределах энергетической группы нейронов путем разделения их на множество макроподгрупп, в каждую из которых входит по одной подгруппе от каждого отдельного нуклида всей среды. Количество макроподгрупп определяется из комбинаторного анализа по правилу произведения. Для учета граничных условий на границах физических зон применяется метод сквозных подгрупп, при котором количество макроподгрупп в каждой физической зоне одинаковое. В этом случае используются обычные условия непрерывности потока каждой макроподгруппы на границах между областями физических сред. Корреляции между различными макроподгруппами будут отсутствовать. Что и соответствует вышенназванному выбору меры как полного сечения в смысле лебеговой меры для симметричных разностей множеств, на которых она определяется [12], т.е. макроподгрупп.

Запишем интегральное уравнение переноса в обычных выражениях в макроподгрупповом приближении с соответствующими макроподгрупповыми потоками, оптическими толщинами и источниками (транспортное приближение индикатрисы рассеяния):

$$F^{g,p}(\vec{r}) = \int_v \frac{\exp[-\tau^{g,p}(\vec{r}' - \vec{r})]}{4\pi |\vec{r}' - \vec{r}|^2} S^{g,p}(\vec{r}') d\vec{r}', \quad (4)$$

$$S^{g,p}(\vec{r}') = \sum_{s,tr}^{g,p \rightarrow g,p} F^{g,p}(\vec{r}') + \sum_{g'=1}^{NG} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \sum_s^{g',p' \rightarrow g,p} F^{g',p'}(\vec{r}') +$$

$$+ \chi^{g,p}(\vec{r}') \sum_{g'=1}^{NG} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} v \sum_f^{g',p'}(\vec{r}') F^{g',p'}(\vec{r}').$$

Для численного решения интегрального уравнения переноса используем метод вероятностей первых столкновений (ВПС). В макроподгрупповом транспортном виде интегральное уравнение трансформируется в систему уравнений метода ВПС вида

$$V_n F_n^{g,p} = \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\sum_{tr,n}^{g,p}} S_m^{g,p} V_m, \quad (5)$$

$$S_m^{g,p} = \sum_{s,tr,m}^{g,p \rightarrow g,p} F_m^{g,p} + \sum_{g'}^{NP^{g'}} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \sum_{s,m}^{g',p' \rightarrow g,p} F_m^{g',p'} + \frac{\chi_m^{g,p}}{K_{eff}} \sum_{g'}^{NP^{g'}} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} v \sum_{f,m}^{g',p'} F_m^{g',p'},$$

где m, n, V_n – индексы и объемы расчетных зон; $P_{m \rightarrow n}^{g,p}$ – макроподгрупповые вероятности первых столкновений; $S_m^{g,p}$ – макроподгрупповые источники нейронов макроподгруппы (g, p) .

Источники нейронов – более плавные функции, чем потоки [13], поэтому модифицируем уравнения (5) относительно глобальных среднеобъемных макроподгрупповых источников нейтронов макроподгруппы (g,p) :

$$V_n S_n^{g,p} = \sum_{s,tr,n}^{g,p \rightarrow g,p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\sum_{tr,n}^{g,p}} S_m^{g,p} V_m + \sum_{g'}^{NP^{g'}} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \sum_{s,n}^{g',p' \rightarrow g,p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\sum_{tr,n}^{g',p'}} S_m^{g',p'} V_m +$$

$$+ \frac{\chi_n^{g,p}}{K_{eff}} \sum_{g'}^{NP^{g'}} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} v \sum_{f,n}^{g',p'} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\sum_{tr,n}^{g',p'}} S_m^{g',p'} V_m. \quad (6)$$

Система интегральных уравнений метода ВПС (6) решается методом итераций по источнику деления. Для этого разработан следующий эффективный алгоритм (где k – номер итерации по источнику деления). Пусть

$$T_{m \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p} = \sum_{s,tr,n}^{g,p \rightarrow g,p} \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\sum_{tr,n}^{g,p}}, \quad (7)$$

$${}^k I_{s,n}^{g,p} = \sum_{g'}^{NP^g} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \Sigma_{s,n}^{g',p' \rightarrow g,p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\sum_{tr,n}^{g',p'}} {}^k S_m^{g',p'} V_m, \quad (8)$$

$${}^{k-1} Q_{f,n} = \sum_{g'} \sum_{g',p'=1}^{NP^g} v \Sigma_{f,n}^{g',p'} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\sum_{tr,n}^{g',p'}} {}^{k-1} S_m^{g',p'} V_m. \quad (9)$$

При данных обозначениях выражения (6) записываются в виде

$$V_n {}^k S_n^{g,p} = \sum_m T_{m \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p} {}^k S_m^{g,p} V_m + {}^k I_{s,n}^{g,p} + \frac{\chi_n^{g,p}}{K_{eff}} {}^{k-1} Q_{f,n}. \quad (10)$$

Перепишем уравнения (10), используя схему приведения рассеяния «из себя в себя» SSRS (self-scattering reduction scheme), при которой вся информация относительно рассеяния внутри группы переносится в левую часть уравнений (N – число геометрических зон):

$$-\sum_{m=1}^{n-1} T_{m \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p} {}^k S_m^{g,p} V_m + [1 - T_{n \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p}] {}^k S_n^{g,p} V_n - \sum_{m=n+1}^N T_{m \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p} {}^k S_m^{g,p} V_m = D_n^{g,p}, \quad (11)$$

$$D_n^{g,p} = {}^k I_{s,n}^{g,p} + \frac{\chi_n^{g,p}}{K_{eff}} {}^{k-1} Q_{f,n}. \quad (12)$$

Зафиксировав правую часть (12), можно решать линейную систему (11) итерационно или прямым методом. Вычислив заранее обратные матрицы левой части системы (11) для всех макроподгрупп, применяем прямой метод решения данной системы уравнений, что значительно упрощает и ускоряет вычислительный процесс. При решении системы (11) элементы матрицы коэффициентов левой части и обратной матрицы неизменны, в то время как свободный член (12) изменяется в процессе внешних итераций по источнику деления и от группы к группе за счет источников рассеяния. Для ускорения процесса сходимости наряду с внешними итерациями по источнику деления осуществляются дополнительные внутренние итерации на сходимость макроподгрупповых потоков по верхнеэнергетическим потокам в пределах расщепляющихся на макроподгрупповые потоки групп (из-за обмена между подгруппами). В результате количество внешних итераций в ультрагрупповом расчете с использованием макроподгрупп совпадает с их числом в обычном многогрупповом расчете. Потоки находятся из уравнений (5). Данный алгоритм расщепления макроподгрупп нейтронов внутри группы реализован в компьютерной программе FFCP-MULT, в которой развита методика получения макроподгрупповых нейтронных констант на основе данных российской системы констант БНАБ-93 [14], имеющей статус Рекомендованных справочных данных (Сертификат ВНИЦСМВ ГСССД № 444 от 01.08.1995). Нетрудно видеть, что общий вид макроподгруппового интегрального уравнения не отличается от обычного многогруппового, впрочем? как и для интегродифференциального.

По программе FFCP-MULT проведен нейтронно-физический расчет сборки ZPR-III-54 [15], в основном, с плутониевым топливом и железным экраном. Поскольку объем активной зоны (190 литров) небольшой и конструкция сборки простая, использовалась сферическая геометрия. В многогрупповом расчете (28 групп)

эффективный коэффициент размножения равен 0,985. Резонансный эффект в критичности практически определяется резонансной структурой железа. При макроподгрупповом расчете (51 ультрагруппа) $K_{eff}=1,0003$. Многорупповой расчет занижает критичность на 1,5%. На рисунках 1–3 приведено отличие подгрупповых расчетов от многогрупповых для распределений чисел захватов на железе и делений на ^{235}U и ^{239}Pu по радиусу сборки.

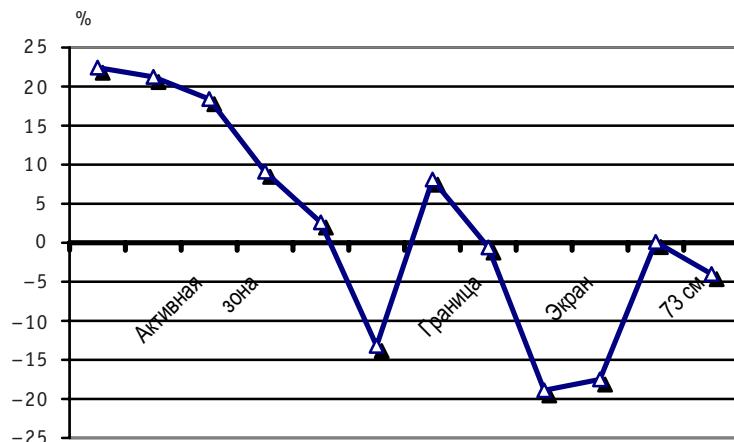


Рис. 1. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел захватов на железе по радиусу сборки ZPR-III-54

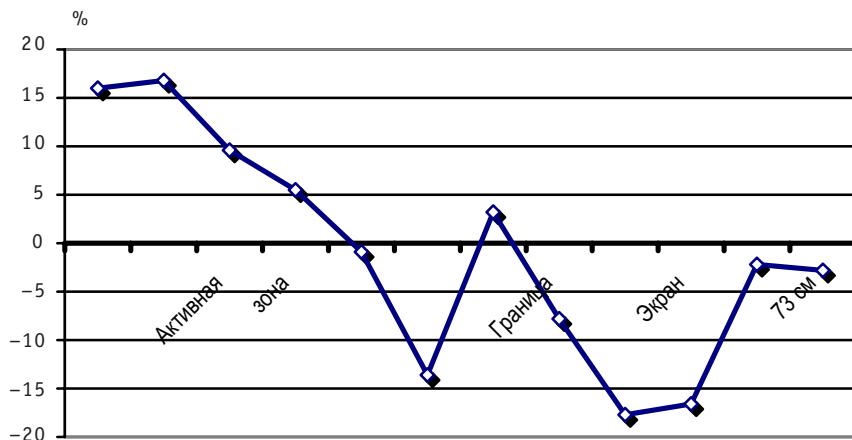


Рис. 2. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел делений на ^{235}U по радиусу сборки ZPR-III-54

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Ожидаемые результаты расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с невоспроизводящими отражателями при использовании макроподгруппового подхода, корректно учитывающего эффекты резонансной самоэкранировки методом сквозных подгрупп, помогут исправить ситуацию, как это уже было сделано ранее в случае расчетов гетерогенных ячеек быстрых критических сборок при использовании подгруппового подхода (вместо применявшейся ранее теоремы эквивалентности гомогенных и гетерогенных сред), например, по программе FFCP и других. Макроподгрупповой подход применим как в вероятностных (Монте-Карло), так и в детерминистических численных методах, оставаясь

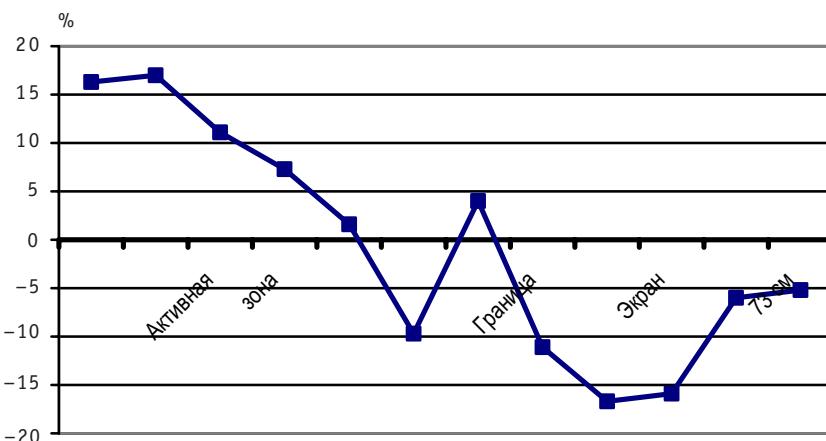


Рис. 3. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел делений на ^{239}Ru по радиусу сборки ZPR-III-54

фактически в рамках обычных многогрупповых методов. Макроподгрупповые константы целесообразно готовить в широко известных форматах CCC-254/ANISN и CCC-547/TWODANT [16], используемых многими компьютерными кодами как российскими, так и зарубежными исследовательскими центрами, например, от ONEDANT до THREEDANT – из системы DANTSYS 3.0 (детерминистические методы); программами KENO (метод Монте-Карло). Последовательность расчетов может быть следующей. Сначала, используя одномерную программу типа ONEDANT, определяются «ответственные» нуклиды и энергетические группы, а затем проводятся двух и трехмерные расчеты полномасштабных моделей реакторных установок на быстрых нейтронах.

Авторы признательны проф. М.Н. Николаеву за внимание к данной работе.

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

Литература

1. Кочетков А.Л., Матвеенко И.П., Семенов М.Ю. и др. Критические эксперименты на стенде БФС-2 в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы БН//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 16–26.
2. Hazama T., Shono A., Sugino K. Verification of a Nuclear Analysis System for Fast Reactors using BFS-62 Critical Experiment//Journal of Nuclear Science and Technology. – 2004. – V. 41. – № 12. – P. 1145–1154.
3. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
4. Серегин А.С., Кислицина Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90/Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск. – 1997.
5. Безбородов А.А., Дулин В.А., Коробейников В.В. и др. Расчет гетерогенных эффектов в быстрых критических сборках БФС//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 3. – С. 41–48.
6. Безбородов А.А., Дулин В.А., Кочетков А.Л. и др. Проверка некоторых реакторных функционалов в экспериментах на быстрых критических сборках//Атомная энергия. – 1990. – Т. 69. – Вып. 1. – С. 3–8.
7. http://www.tvel.ru/common/img/uploaded/files/Annual_report_2005.pdf.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

8. Коробейников В.В., Еловский О.А., Романов В.М. и др. Расчетно-экспериментальные исследования влияния граничного резонансного эффекта на критичность и скорость делений в критической сборке БФС-40//Препринт ФЭИ-1142.- Обнинск. – 1980.
9. Николаев М.Н., Игнатов А.А., Исаев Н.В., Хохлов В.Ф. Метод подгрупп для учета резонансной структуры сечений в нейтронных расчетах//Атомная энергия. – 1970. – Т. 29. – Вып. 1. – С. 11-16; 1971. – Т. 30. – Вып. 5.- С. 426-430.
10. Николаев М.Н., Усиков Д.А. Формулировка граничных условий в методе подгрупп//Атомная энергия. – 1973. – Т. 34. – Вып. 2 – С. 112.
11. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. – М.:Энергоатомиздат, 1988.
12. Колмогоров А.Н., Фомин С.В. Элементы теории функций и функционального анализа. – М.: Наука, 1972.
13. Безбородов А.А. Некоторые модификации метода вероятностей первых столкновений в кольцевой цилиндрической геометрии//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 4. – С. – 31-35.
14. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. The ABBN-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC(CCP)-409/L. – Vienna, IAEA, 1997. – P. 65.
15. Hardie R.W., Schenter R.E., Wilson R.E. An analysis of selected fast critical assemblies using ENDF/B-IV neutron cross sections//Nuclear Science and Engineering. – 1975. – V. 57. – № 3. – P. 222-238.
16. Безбородов А.А., Клинов Д.А., Корягин С.Л. и др. Мультигрупповой расчет гетерогенных ячеек и реакторов DSn-методом. Программа SANS-ANISN/Препринт ФЭИ-2211.- Обнинск. – 1991.

Поступила в редакцию 14.05.2009

МОДЕЛЬ БАКА С НЕКОНДЕНСИРУЮЩИМСЯ ГАЗОМ

А.А. Казанцев

ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск



Для расчетов в реальном времени динамики АЭС необходимо иметь точечную модель бака. Модель выполнена без использования производных термодинамических свойств. Представленная модель описывает все режимы работы, обладает повышенной устойчивостью и пригодна для расчетов в реальном времени.

В теплофизических расчетах часто требуется моделировать переходные процессы в баках с жидкостью, паром и неконденсирующимся газом (воздух или газовая подушка). Эти модели используются в кодах для обоснования безопасности, в тренажерных кодах и других приложениях. При этом различают замкнутые баки и баки с открытой поверхностью при атмосферном давлении. Будем рассматривать замкнутые баки как более типичные для энергетических аппаратов, имеющие зеркало испарения. Одна из первых моделей бака приведена в монографии [1], в которой имеется ссылка на работу Гордона.

Следует отметить, что исследованию истечения из баков двухфазных потоков уделяется достаточно много внимания, о чем говорит большое количество монографий и статей по этой тематике. Наиболее известными работами, посвященными расчету истечения из бака двухфазных вскипающих потоков, являются монографии М.Е. Дейча [1], В.А. Зысина [4], В.В. Фисенко [5], Д.А. Лабунцова, В.В. Ягова [11,12], В.С. Кузеванова [3] и т.д.

При расчете динамики опорожнения на АЭС существует ряд особенностей. Расчеты истечения теплоносителя должны выполняться при отводе остаточного тепловыделения [2, 8], что приводит к необходимости учета изменения режимов теплообмена [6]. Длительность расчетного интервала времени велика, так как зависит от необходимого для ликвидации аварии времени. В расчетах требуется учитывать, что разрыв предохранительных мембран в турбинном отделении происходит при заполнении воздухом пароводяной смеси внутри корпуса конденсатора [8] (а не при истечении, как в реакторном отделении). Для расчета динамики АЭС используются как точечные модели KOPCAB [9], так и 3D-модели баков, имеющиеся, например, в коде БАГИРА [10].

Общая схема расчетных моделей остается неизменной во многих работах. Этапы разработки модели следующие. В изохорических условиях постоянства полного объема бака записываются основные законы сохранения массы, энергии с учетом поступлений через связи для рассматриваемой открытой термодинамической системы. Выбираются основные и зависимые переменные, вид уравнений состояния, затем для получения динамической модели проводится дифференцирование по времени, в результате которого вводятся производные термодинамических

свойств и независимых переменных по времени. После линеаризации получается система дифференциальных уравнений первого порядка, которая решается относительно основных переменных.

В этой цепочке есть два слабых звена. Первое – это метод решения системы уравнений, неустойчивость в котором возрастает, особенно при снижении давления ниже примерно пяти бар. В итерационной цепочке давление-плотность возникает неустойчивость, отражающая физически существующую неустойчивость для свойств воды. Малая погрешность в давлении вызывает все большую погрешность в удельном объеме. В условиях вакуума, характерного для конденсаторов, практически все модели, устойчиво работающие при десятках и более бар, становятся неустойчивыми [8].

Второе слабое звено – использование производных от термодинамических свойств, которые или претерпевают разрывы, или вообще меняют знак на линиях фазовых переходов. Известно, что можно либо аккуратно описать уравнениями скелетные таблицы свойств и хуже их производные, либо хорошо воспроизвести производные, но хуже свойства. Нельзя описать сразу и то, и другое с одинаково высокой точностью.

Поэтому возникла идея в описанной ниже модели бака отказаться от использования термодинамических производных, когда допустимо использовать только сами полиномы для расчета свойств. Отказ от производных предполагает расчет динамики состояния бака как цепочки равновесных состояний с использованием дихотомии как очень устойчивого метода поиска решения.

ПРИНЯТЫЕ ДОПУЩЕНИЯ

Модель равновесная, пар и вода находятся при одинаковой температуре, но при разных давлениях, в соответствии с законом Дальтона. Задача решается при известных расходах газовой смеси, воды и пара. Для их расчета используются другие модели. При подаче смеси газов в бак считается известным состав подаваемой смеси, что всегда позволяет по известным соотношениям для смеси идеальных газов и газовой постоянной $k=C_p/C_v$ рассчитать

- μ_{gas} – кажущуюся (эффективную) молекулярную массу газа;
- $R_{gas} = R_m / \mu_{gas}$ – газовую постоянную смеси;
- удельную изобарную теплоемкость смеси газов

$$C_p = (k - 1)R_{gas}/k. \quad (1)$$

При этом пар считается отдельно от смеси газов (воздух) и описывается уравнениями состояния реального вещества в функции от давления и энталпии.

ОСНОВНЫЕ СООТНОШЕНИЯ

Закон сохранения энергии для открытой системы с обменом массой

$$dQ = d(Mh) - VdP - \sum h_{i_0}dM. \quad (2)$$

Закон сохранения объема для пара и воды

$$V_0 = M_w V_w + M_{st} V_{st}. \quad (3)$$

Объем пара и газовой смеси

$$V_0 = M_w V_w + M_{gas} V_{gas}. \quad (4)$$

Уравнение сохранения массы газа позволяет независимо определять массу газа на следующем временном шаге:

$$\frac{dM}{d\tau} = g. \quad (5)$$

Закон сохранения массы во всем объеме

$$\frac{dM}{d\tau} = g_{tot} = \frac{dM_w}{d\tau} + \frac{dM_{st}}{d\tau} + \frac{dM_{gas}}{d\tau}. \quad (6)$$

Закон Дальтона

$$P = P_{st} + P_{gas} + P_w. \quad (7)$$

Уравнение состояния неконденсируемого (идеального) газа

$$P_{gas} = \frac{M_{gas} R_{gas} (t_{gas} + 273.15)}{V_{gas}}. \quad (8)$$

Эта система дополняется уравнениями состояния для воды и пара.

Для воды, находящейся под давлением пара, и газовой смеси принимаются, согласно закону Дальтона (7), уравнения состояния вида

$$\begin{aligned} v_w &= v_w(P_w, h_w) = v_w(P_{st} + P_{gas}, h_w), \\ t_w &= t_w(P_w, h_w) = t_w(P_{st} + P_{gas}, h_w). \end{aligned} \quad (9)$$

Для перегретого пара используются уравнения состояния вида

$$\begin{aligned} v_{st} &= v_{st}(P_{st}, h_{st}), \\ t_{st} &= t_{st}(P_{st}, h_{st}). \end{aligned} \quad (10)$$

Свойства пара на линии насыщения и пара над водой при нормальных условиях описываются уравнениями вида

$$\begin{aligned} h'' &= h''(P_{st}), \\ v'' &= v''(P_{st}), \\ P_{st} &= P_{st}(t). \end{aligned} \quad (11)$$

Искомыми величинами являются все параметры смеси на следующем временном шаге при известных параметрах на предыдущем шаге (начальных условиях); граничными условиями для данной открытой системы являются расходы и энтальпии потоков теплоносителя по всем связям с другими системами. Модель бака является, в свою очередь, граничным узлом для окружающих сетевых моделей, куда передается давление в баке, энтальпия уходящей среды (в зависимости от уровня и высотной отметки патрубка).

АЛГОРИТМ РЕШЕНИЯ

Система уравнений. Принятый алгоритм решения отличается от традиционного тем, что вместо дифференцирования всех основных уравнений сохранения и уравнений состояния по времени используется интегрирование по времени для произвольного расчетного шага уравнений законов сохранения энергии (2) и массы (5), (6):

$$Q_{wall} = (Mh - M_{old}h_{old}) - V_0(P - P_{old}) - q_{conv} \cdot \Delta\tau. \quad (12)$$

Здесь отдельно выписан известный до итерационного расчета конвективный унос тепла с уходящей средой в открытой термодинамической системе

$$q_{conv} = \sum_i h_{io} dM_i. \quad (13)$$

Из уравнения (5) получаем новое значение массы газа также без итераций:

$$M_{gas} = M_{gas}^{old} + g_{gas} \cdot \Delta\tau. \quad (14)$$

Уравнение (6) удобнее переписать, исключив производную (5):

$$M_w + M_{st} = M_w^{old} + M_{st}^{old} + (g_{tot} - g_{gas}) \cdot \Delta\tau. \quad (15)$$

Преимущество разработанного алгоритма в том, что, используя итерационную процедуру численного решения, удалось исключить из алгоритма нахождение тер-

модинамических производных по давлению и энталпии, принятых за основные переменные в уравнениях состояния (9)–(11), что повышает точность решения. Известно, что полиномы и таблицы хорошо описывают либо свойства, либо их производные. Поэтому при отказе от использования расчета производных повышается точность алгоритма.

Кроме того, при расчетах переходных процессов возможны резкие возмущения: открытие или закрытие клапанов, включение насосов и другие воздействия, при которых производные от решения терпят разрыв первого рода. Отказ от использования производных от свойств также повышает устойчивость численного алгоритма решения.

Итерационный алгоритм расчета. В качестве первого приближения принимаем все параметры по предыдущему шагу – давления P_{st} , P_{gas} , энталпии воды и пара h_w , h_{st} , температуру смеси на k и $k-1$ шагах итераций t_{c_k} , t_{c_k-1} .

По формуле (13) величина конвективного приноса или выноса энергии из объема зависит от параметров в баке, поэтому он уточняется в итерациях по формуле

$$Q_{conv} = g_{in} \cdot h_{in} - g_{out} \cdot h_{out} + g_{in_gas} \cdot h_{in_gas} - g_{out_gas} \cdot h_{out_gas}. \quad (16)$$

Здесь отдельно учтены приход и уход для всех потоков энергии для газа и пароводяной компоненты. Если в баке имеется несколько патрубков, отдельно суммируются приходящие (g_{in}) и уходящие (g_{out}) потоки и для них отдельно считаются энталпии h_{in} , h_{out} . Смысл такого разделения состоит в защите от деления на ноль в стационаре, когда при расчете энталпии смеси по формуле $h_{in+out}=(\sum h_i \cdot g_i)/(\sum g_i)$ обнуляется сумма приходящих и уходящих масс в знаменателе, если такого разделения не производить.

Если пар и вода в баке есть, то на первом шаге находят новые массы пара и воды из уравнений (3) и (15), считая удельные объемы v_{st} , v_w известными из предыдущей итерации.

Уточнение массы воды:

$$M_w = \frac{M_w^{old} + M_{st}^{old} + (g_{tot} - g_{gas}) \cdot \Delta\tau - V_0/v_{st}}{(1 - v_w/v_{st})}. \quad (17)$$

Из (3) получим объем парового (парогазового) пространства

$$V_{st} = V_0 - M_w \cdot v_w. \quad (18)$$

Уточнение массы пара:

$$M_{st} = \frac{V_{st}}{v_{st}}. \quad (19)$$

Величина полной массы в баке

$$M = M_{gas} + M_w + M_{st}. \quad (20)$$

Из закона сохранения энергии (12) получаем энталпию смеси:

$$h = \frac{1}{M} \left[M_{old} \cdot h_{old} + V_0 (P_{st} + P_{gas} - P_{st}^{old} - P_{gas}^{old}) + (Q_{wall} + q_conv) \cdot \Delta\tau \right]. \quad (21)$$

Далее из энталпии полной смеси исключается вклад неконденсируемых газов, чтобы найти энталпию пароводяной смеси:

$$h_{st_w} = \frac{M \cdot h - M_{gas} \cdot h_{gas}}{M_{st} + M_w}. \quad (22)$$

Модель для тренажера должна быть всережимной и учитывать все основные и предельные случаи, например, когда испускается весь газ из бака или когда не остается ни пара, ни воды.

Далее возможны четыре состояния:

- 1) газ без пара и воды;
- 2) сухой насыщенный пар или перегретый пар с газом;
- 3) вода и насыщенный пар;
- 4) газ с малым количеством пара при низкой температуре (низкая относительная влажность).

Рассмотрим расчеты необходимых параметров для каждого из этих состояний.

Бак с неконденсируемым газом без пара и воды

Если остается газ или газовая смесь без пара и воды, расчет следующий.

Из уравнения (14) известна новая масса газа, из (4) – новый удельный объем газа.

Из уравнения закона сохранения энергии (12) и уравнения состояния (8)

$$Cp_{gas}t_{gas} = \frac{1}{M_{gas}} [M_{old} \cdot h_{old} + V_0 (P_{gas} - P_{gas}^{old}) + (Q_{wall} + q_conv) \cdot \Delta\tau]. \quad (23)$$

получаем температуру газа:

$$t = \frac{M_{old} \cdot h_{old} + M_{gas} \cdot R_{gas} \cdot 273,15 - V_0 \cdot P_{gas}^{old} + (Q_{wall} + q_conv) \cdot \Delta\tau}{M_{gas} (Cp_{gas} - R_{gas})}. \quad (24)$$

Из уравнения (8) (но для полного объема) рассчитываем давление газа:

$$P_{gas} = \frac{M_{gas} R_{gas} (t + 237,15)}{V_0}.$$

Рассчитываем энталпию:

$$h_{gas} = Cp_{gas}t.$$

В этом случае расчет идет без итераций. Уровень нулевой. Переходим на сохранение данных для следующей итерации.

Для определения дальнейших состояний найденная по (22) удельная энталпия сравнивается со значениями энталпии кипящей воды и энталпии сухого насыщенного пара $h'(P_s + P_g)$ и $h''(P_s)$.

Бак с газом и перегретым паром без воды

Состояние возникает при $h_{st_w} > h''(P_s)$.

Для искомой энталпии пара (воды нет) из (22)

$$h_{st} = h_{st_w}.$$

Давление пара P_{st} находится из уравнения (10) по известным удельному объему и энталпии методом дихотомии (деление отрезка пополам):

$$v_{st} = v_{st}(P_{st}, h_{st}) = V_0/M_{st}. \quad (25)$$

Далее определяется температура смеси пара и газа:

$$t = t_{st}(P_{st}, h_{st}). \quad (26)$$

Уточняется давление газа по уравнению состояния идеального газа (8).

Новое полное давление ищется по уравнению Дальтона (7).

Уточняется энталпия газа:

$$h_{gas} = Cp_{gas}t. \quad (27)$$

Здесь изобарная теплоемкость берется из (1).

Процесс итераций продолжается, если есть невязка температуры больше заданной точности итераций ϵ : $abs(t_{c_k} - t_{c_k-1}) > \epsilon$.

Затем сохраняются параметры для перехода на следующий шаг.

Состояние воды или состояние влажного пара. При $h'(P_s + P_g) \geq h_{st_w}$ состояние «вода + насыщенный пар над ней», при $h''(P_s) > h_{st_w} > h'(P_s + P_g)$ – состояние

«влажный пар».

Для этих двух случаев алгоритм расчета общий.

Бак с газом и пароводяной смесью

По уравнению состояния (9) определяется температура смеси пара и газа:

$$t_w = t_w(P_w, h_w). \quad (28)$$

Уточняется давление газа по уравнению состояния идеального газа (8).

По уравнению (11) ищется давление пара на линии насыщения:

$$P_{st} = P_{st}(t).$$

Новое полное давление суммируется по уравнению Дальтона (7).

Уточняется энталпия газа по (26) и пара по (11):

$$h'' = h''(P_{st}).$$

Уточняется энталпия воды:

$$h_w = \frac{1}{M_w} (M \cdot h - M_{st} \cdot h_{st} - M_{gas} h_{gas}). \quad (29)$$

Если новое значение энталпии оказалось выше энталпии кипящей жидкости $h'_w = h'(P_s + P_g)$, оно уменьшается до нее.

Если новое значение энталпии оказалось отрицательным из-за неверного перераспределения масс между паром и водой в итерациях, то проверяется несоответствие левой и правой частей уравнения в соотношении $v_{st}(P_{st}, h_{st}) = V_{st}/M_{st}$, вновь пересчитывается удельный объем по уравнению $v_{st} = V_{st}/M_{st}$, а затем уточняется масса пара по (18), (19), после чего вновь рассчитывается h_w по (29).

Уточняются удельные объемы воды и пара по (9) и (11):

$$v_w = v_w(P_{gas} + P_{st}, h_w), v_{st} = v''(P_{st})$$

либо последнее уравнение заменяется на $v_{st} = V_0/M_{st}$.

Процесс итераций продолжается, если есть невязка решения $\text{abs}(t_{c_k} - t_{c_k-1}) > \epsilon$.

При окончании итерационного процесса рассчитывается уровень в баке и сохраняются все необходимые для следующего шага величины.

Только паровая компонента в холодном баке

Считаем, что воду можно слить полностью, а пар в присутствии воды образуется всегда, поэтому состояние «вода с газом» физически не реализуемо.

Из уравнения (15) масса пара при $M_w=0$ (вода слита полностью)

$$M_{st} = M_w^{old} + M_{st}^{old} + (g_{tot} - g_{gas}) \Delta t. \quad (30)$$

Если получили $M_{st} < 0$, то принимаем $M_{st} = 0$ и расчет ведется для чистого газа.

При $M_{st} > 0$ из уравнения энергии находится энталпия пара:

$$h_{st} = \frac{1}{M_{st}} (M \cdot h - M_{gas} h_{gas}). \quad (31)$$

Проверяется знак получившегося значения.

Давление пара P_{st} находится из уравнения (25) по известным удельному объему и энталпии методом дихотомии (методом деления отрезка пополам):

$$v_{st} = v_{st}(P_{st}, h_{st}) = V_0/M_{st}.$$

Далее по (10) определяется температура смеси пара и газа:

$$t_{st} = t_{st}(P_{st}, h_{st}).$$

Уточняется давление газа по уравнению состояния идеального газа (8).

Новое полное давление определяется по уравнению Дальтона (7).

Уточняется энталпия газа:

$$h_{gas} = Cp_{gas} t_{st}.$$

Процесс итераций продолжается, если есть невязка температуры $\text{abs}(t_{c_k} - t_{c_k-1}) > \epsilon$.

ТЕСТОВАЯ ЗАДАЧА

Модель была протестирована на следующей задаче. Был взят бак объемом 25 м³, в начальный момент в нем находится 2 м³ воды с температурой 30°C. В верхней части бака помещена газовая (азотная) подушка с начальным давлением 1 бар. В момент времени 0 с в бак начинает подаваться вода с постоянным расходом и температурой 80°C в течение 1800 с, затем подача воды прекращается и начинается вторая стадия теста – обогрев бака тепловым источником мощностью 2 МВт. Обогрев продолжается от 1800 до 3600 с. Затем в течение получаса бак естественным образом остывает ($\alpha=5$ Вт/мК), отдавая тепло окружающей среде (3600–5400 с). В момент 5400 с открывается клапан, связывающий парогазовый объем бака с атмосферой (общий расход через него рассчитывался в зависимости от перепада давления между баком и атмосферой; этот расход разделялся на паровую и газовую составляющие в зависимости от соотношения масс этих компонентов в баке). При этом бак продолжает остывать естественным образом. Результаты теста представлены на рис. 1 и 2. Показано изменение во времени полного давления в баке и его составляющих (пар и азот), температуры и уровня воды в баке.

ВЫВОДЫ

Представлен алгоритм расчета параметров парогазовой смеси в баке для случая смеси из пара и неконденсируемого газа. Реализована программа на языке C++, при помощи которой проверена работоспособность описанного алгоритма расчета.

Алгоритм расчета основан на предварительном аналитическом интегрировании уравнений сохранения массы и энергии вместо традиционно применяемого их дифференцирования. Данный подход в сочетании с итерационным алгоритмом решения полученной нелинейной системы алгебраических уравнений обладает повышенной устойчивостью и точностью за счет отсутствия производных по термодинамическим производным.

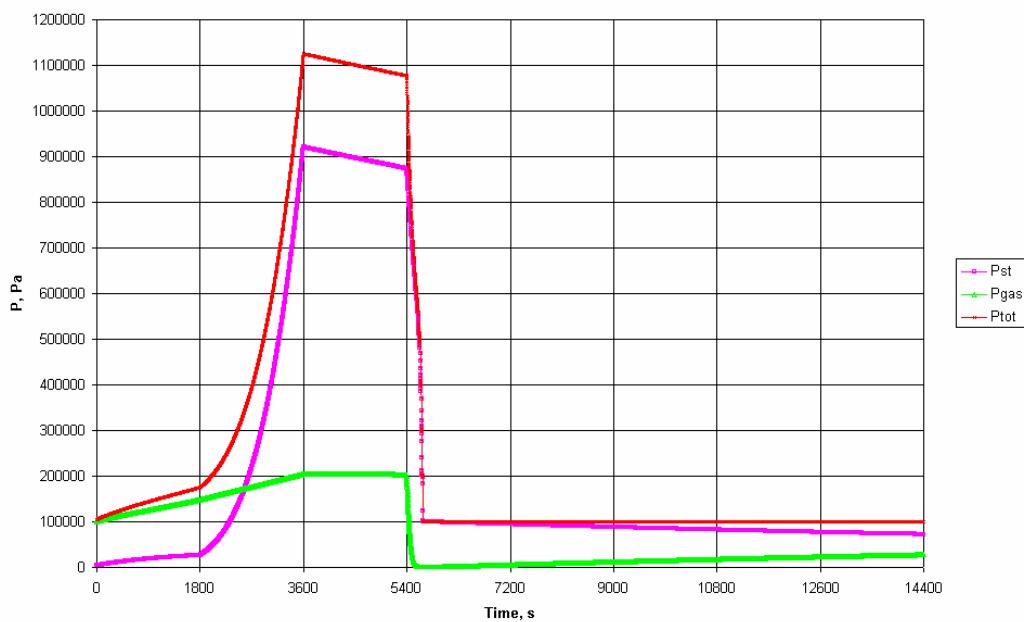


Рис. 1. Динамика давления пара, газа и полного давления для условий теста

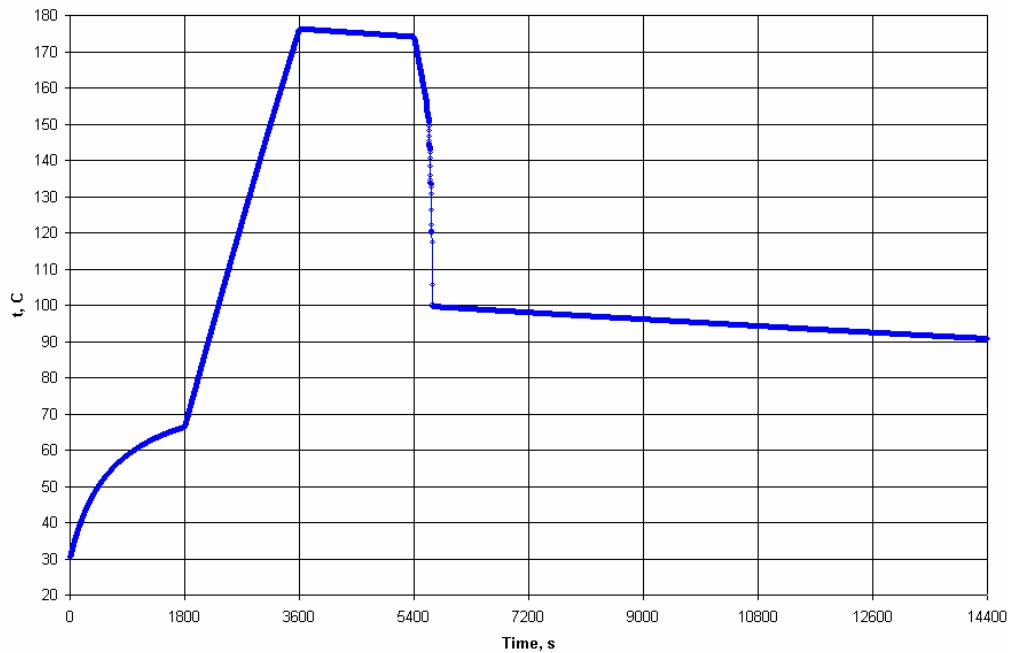


Рис. 2. Динамика температуры в баке для условий теста

Данный алгоритм наряду с использованием его в тренажерах для динамических расчетов может быть использован студентами энергетических специальностей при выполнении курсовых и дипломных работ.

ОБОЗНАЧЕНИЯ

Переменные и константы

- μ_{gas} – кажущаяся (эффективная) молекулярная масса газа, кг/кмоль;
- C_p – удельная изобарная теплоемкость смеси газов, Дж/(кг·К);
- C_v – удельная изохорная теплоемкость смеси газов, Дж/(кг·К);
- h – удельная энталпия, Дж/кг;
- h_{st} – удельная энталпия пара, Дж/кг;
- h_w – удельная энталпия воды, Дж/кг;
- h' – удельная энталпия пара на линии насыщения, Дж/кг;
- h'' – удельная энталпия воды на линии насыщения, Дж/кг;
- h'_w – удельная энталпия кипящей жидкости, Дж/кг;
- h_{io} – удельная энталпия потока в i -м патрубке, Дж/кг;
- g – массовый расход, кг/с;
- g_{tot} – полный расход воды пара и газа в бак, кг/с;
- g_{gas} – массовый расход газа в бак, кг/с;
- $k = C_p/C_v$ – газовая постоянная;
- M – полная масса веществ (пар+вода+газ) в баке, кг;
- M_w – масса воды в баке, кг;
- M_{st} – масса пара в баке, кг;
- M_{gas} – масса неконденсируемого газа в баке, кг;
- P – давление в баке, Па;
- P_w – давление воды в баке (на зеркале испарения), Па;
- P_{st} – парциальное давление пара в баке, Па;
- P_{gas} – парциальное давление газа в баке, Па;

R_μ – универсальная газовая постоянная, Дж/(кг·К);
 $R_{gas} = R_\mu/\mu_{gas}$ – газовая постоянная смеси, Дж/(кг·К);
 $R_{st} = R_\mu/\mu_{st}$ – газовая постоянная пара, Дж/(кг·К);
 q_{conv} – конвективное поступление (или унос) тепла с уходящей средой в открытой термодинамической системе, суммарный по всем связям или патрубкам, Дж; Q – количество тепла, Дж;
 Q_{wall} – количество тепла от стенок или конструкций бака, Дж;
 V, V_0 – объем бака, м³;
 V_w – объем воды в баке, м³;
 V_{st} – объем пара (парогазовой смеси) в баке, м³;
 ν_w – удельный объем воды, м³/кг;
 ν_{st} – удельный объем пара, м³/кг;
 ν_{gas} – удельный объем газа, м³/кг;
 ν' – удельный объем воды на линии насыщения, м³/кг;
 ν'' – удельный объем пара на линии насыщения, м³/кг;
 t_{st} – температура пара, °C ;
 t, t_{gas} – температура парогазовой смеси, газа, °C;
 t_w – температура воды, °C;
 $t_{c_k}, t_{c_{k-1}}$ – температура смеси в методе дихотомии на k и $k-1$ шаге итераций;
 ε – заданный критерий сходимости по температуре, невязка;
 Δt – шаг по времени, с.

Индексы

k – индекс номера итераций методом дихотомии;
 st – пар;
 st_w – пароводяная смесь (без газа);
 w – вода;
 gas – газ;
 tot – полная смесь пара газа и воды;
 old – старый временной шаг;
 $wall$ – стенка;
 in – приходящий поток пароводяной смеси (для расхода или энталпии);
 in_gas – приходящий поток неконденсирующихся газов;
 out_gas – уходящий поток неконденсирующихся газов;
 out – уходящий поток пароводяной смеси (для расхода или энталпии);

Литература

1. Дейч М.Е., Филиппов Г.А. Газодинамика двухфазных сред. – М.: Энергоиздат, 1981. – 525 с.
2. Безлепкин В.В., Волкова С.Н., Ефимов В.К., и др. Моделирование теплофизических процессов при пассивном отводе остаточного тепла ВВЭР-640 в проектных авариях с разгерметизацией первого контура // Теплоэнергетика. – 2002. – № 12. – С. 49–54.
3. Кузеванов В.С. Нестационарные процессы в системе «реактор – петля – помещение», связанные с разрывом трубопровода петли (автореферат дисс. на соиск. уч. ст. к.т.н.); МЭИ, М., 1974.
4. Зысин В.А., Баранов Г.А., Барилович В.А., Парфенова Т.Н. Вспыхивающие адиабатные потоки. – М.: Атомиздат, 1976.
5. Фисенков В.В. Критические двухфазные потоки. – М.: Атомиздат, 1978. – 160 с.
6. Делайе Дж., Гюо М., Ритмюллер М. Теплообмен и гидродинамика двухфазных потоков в атомной и тепловой энергетике / Пер. с англ. под ред. П.Л. Кириллова. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
7. Авдеев Е.Ф. Расчет гидравлических характеристик реакторного контура. Учеб. пособ. по курсу «Термодинамика и теплофизика яЭУ» – Обнинск, 1991. – 62 с.
8. Казанцев А.А., Левченко В.А. Динамическая модель конденсатора АЭС для тренажера // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 1. – С. 46–56.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

9. *Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В., и др.* КОРСАР – теплогидравлический расчетный код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР//Теплоэнергетика. – 2001. – № 9. – С. 36-43.
10. *Крошилина А.Е. и др.* БАГИРА. Верификационный отчет. ФГУП ВНИИАЭС. – М., 2002.
11. *Лабунцов Д.А.* Механика двухфазных систем: Учеб. пособие. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: МЭИ, 2007. – 383 с.
12. *Лабунцов Д.А* Физические основы энергетики. Избранные труды по теплообмену, гидродинамике, термодинамике. – М.: МЭИ, 2000. – 368 с.

Поступила в редакцию 25.05.2009

ОБУЧЕНИЕ ОСНОВАМ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ОТ УГРОЗ РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ АВАРИЙНОЙ СИТУАЦИИ

**В.А. Кутьков¹, И.А. Саксаганский², В.В. Ткаченко³,
Т.Б. Мельницкая³, Е.К. Очkin⁴, В.С. Пирский⁴, В.И. Вайзер⁵,
М.Ю. Орлов⁵, Н.П. Ткаченко⁶, Ю.С. Трафимов⁷**

¹ Российский научный центр «Курчатовский институт», г. Москва;

² Главное управление МЧС России по Калужской области, г. Калуга;

³ Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск;

⁴ Учебно-методический центр по ГО и ЧС Калужской области, г. Калуга;

⁵ ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск;

⁶ Медицинский радиологический научный центр Российской академии медицинских наук, г. Обнинск;

⁷ Обнинский филиал Всероссийского института повышения квалификации МВД России, г. Обнинск.



Главное управление МЧС России по Калужской области совместно с Обнинским государственным техническим университетом атомной энергетики (ИАТЭ) организовало и провело 27 октября–7 ноября 2008 г. учебные курсы «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации». Эти курсы являются первым опытом адаптации и использования материалов МАГАТЭ для совершенствования профессиональной подготовки участников аварийного реагирования в Российской Федерации и предназначены для профессиональной подготовки руководящего состава и специалистов формирований, участвующих в предупреждении и ликвидации последствий радиационных аварий. Программа обучения включает в себя 19 лекций, 3 практических (семинарских) занятия и одни полевые учения, а также самостоятельную проработку слушателями учебно-методических материалов по тематике курсов. Трудоемкость курсов 72 ч; по их окончании и при условии успешного выполнения выходного теста слушатели получают удостоверение о повышении квалификации государственного образца. Курсы, проведенные для городского звена территориальной подсистемы Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС) из предприятий и организаций Обнинска, показали, что их тематика и материалы соответствуют нуждам практической работы слушателей.

Key words: training, civilian population protection, radiological accident, emergency response, liquidation of accident consequences.

© В.А. Кутьков, И.А. Саксаганский, В.В. Ткаченко, Т.Б. Мельницкая, Е.К. Очkin, В.С. Пирский, В.И. Вайзер, М.Ю. Орлов, Н.П. Ткаченко, Ю.С. Трафимов, 2009

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

Ключевые слова: обучение, защита населения, радиологическая авария, аварийное реагирование, ликвидация последствий аварии.

ВВЕДЕНИЕ

В начале 2008 г. ИАТЭ по согласованию с Центром реагирования на инциденты и аварии Департамента ядерной безопасности Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) приступил к адаптации учебных материалов агентства к реальным условиям Калужского региона. Главной задачей этой работы было создание современных учебных материалов для профессиональной подготовки всех участников аварийного реагирования на территории Калужской области.

В ИАТЭ с 1982 г. функционирует факультет повышения квалификации и профессиональной переподготовки. Факультет имеет большой опыт в организации различных форм дополнительного профессионального образования, включая поддержание квалификации руководителей и специалистов атомных станций, которые должны получать разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии. Вопросы готовности и реагирования на радиационные аварии на АЭС занимают существенное место в программах дополнительного профессионального образования. В подготовке и проведении этих форм обучения принимают участие ведущие специалисты из научных институтов городов Обнинска и Москвы.

Калужская область (с территорией примерно 29 900 кв. км и населением около 1 021 500 чел. по данным 2005 г.) имеет развитую индустриальную структуру; большое количество источников излучения используется на объектах промышленности, медицины, науки и образования. При этом несколько исследовательских реакторных установок эксплуатируется в г. Обнинске, а вблизи границ области находится Смоленская АЭС. Правительство Калужской области и Главное управление МЧС России по Калужской области осознают существующие ядерные угрозы и необходимость развития адекватной им инфраструктуры аварийной готовности и реагирования. Главной задачей улучшения системы аварийной готовности и реагирования является профессиональная подготовка всех участников аварийного реагирования. Опыт ИАТЭ в организации и проведении различных форм повышения и поддержания профессиональной квалификации специалистов вместе с учебными материалами и рекомендациями МАГАТЭ является прочным базисом решения этой задачи.

ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ КУРСОВ

Главной задачей улучшения системы аварийной готовности и реагирования является профессиональная подготовка всех участников аварийного реагирования. Для решения этой задачи Главное управление МЧС России по Калужской области совместно с ИАТЭ организовало и провело в 2008 г. pilotные учебные курсы «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации». Эти курсы являются первым опытом адаптации и использования материалов МАГАТЭ для профессиональной подготовки участников аварийного реагирования. Задачей курсов является формирование общей для всех участников реагирования стратегии защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации на самой важной (начальной) фазе реагирования. Профессиональная подготовка и поддержание квалификации всех участников аварийного реагирования является важным элементом улучшения системы аварийной готовности и реагирования в рамках РСЧС. Организация и проведение курсов служат решению этой задачи.

Цели и задачи pilotных курсов:

- в рамках систематического изложения рекомендаций МАГАТЭ относительно защиты населения от рисков радиологических аварийных ситуаций обучить должностных лиц и специалистов территориальной подсистемы РСЧС основам защиты населения и показать сильные и слабые стороны отечественного регулирования в этой области;
- адаптировать материалы МАГАТЭ к уровню знаний и опыта лиц, вовлеченных на уровне территориальной подсистемы РСЧС в обеспечение готовности к реагированию на радиологические опасности;
- отработать в совокупности проведение теоретических занятий (лекции), практических занятий (семинары) и тренировок (полевые учения);
- определить пути дальнейшего развития курсов по обучению основам защиты населения от рисков радиологических аварийных ситуаций.

МАТЕРИАЛЫ КУРСОВ

Международное агентство по атомной энергии регулярно оказывает помощь государствам-членам в реагировании на радиационные аварии. Ежегодно в мире происходит несколько радиационных аварий с тяжелыми последствиями и в среднем три – четыре раза в год агентству приходится организовывать международные команды экспертов для оказания срочной медицинской помощи пострадавшим в радиационных авариях. Опираясь на собственный опыт и опыт государств-членов, МАГАТЭ ведет целенаправленную работу по формированию международного режима готовности и реагирования на ядерные и радиологические аварийные ситуации. Для этого разрабатываются стандарты безопасности, определяющие общие подходы к обеспечению эффективной готовности и реагирования, а также критерии принятия решений по защите населения от угроз ядерных и радиологических аварийных ситуаций. Важным элементом этой работы является проведение агентством учебных курсов, направленных на внедрение в практику государств-членов международных стандартов безопасности.

Реальные национальные системы регулирования радиационной безопасности населения и защиты населения в случае радиологической аварийной ситуации всегда обладают особенностями и в той или иной степени отличаются от «идеальной» модели регулирования, которую стремится выстроить МАГАТЭ с помощью международных стандартов, требований и руководств. Эти особенности делают малоэффективными прямое применение материалов стандартных курсов МАГАТЭ для обучения и поддержания квалификации национальных кадров и требуют их адаптации к требованиям национальной системы защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера.

При подготовке курсов были использованы лекционные материалы курсов ИАТЭ по поддержанию квалификации руководителей и специалистов служб радиационной безопасности Российских АЭС (2001–2008 гг., г. Обнинск; Россия) и материалы следующих курсов по аварийной готовности и реагированию, которые МАГАТЭ проводило в 2007–2008 гг. на русском языке:

- региональные учебные курсы МАГАТЭ по первым ответным мерам на радиологическую аварийную ситуацию на основе «Руководства МАГАТЭ для лиц, принимающих первые ответные меры в случае радиологической ситуации» (октябрь 2007 г., Вильнюс, Литва);
- региональные учебные курсы МАГАТЭ по использованию международных требований (GS-R-2) и руководств для разработки национальной системы аварийного реагирования на ядерные или радиологические аварийные ситуации (апрель 2008 г., Душанбе, Таджикистан);

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- центрально-азиатский региональный семинар МАГАТЭ и Американских центров по контролю и предотвращению заболеваний (ЦКЗ) «Готовность и реагирование общественного здравоохранения в условиях чрезвычайной радиационной обстановки» (май 2008 г., Бишкек, Кыргызстан);
- национальные учебные семинары МАГАТЭ и ЦКЗ по использованию международных требований (GS-R-2) и руководств для разработки национальной системы аварийного реагирования на ядерные или радиологические аварийные ситуации (сентябрь 2008 г., Бишкек, Кыргызстан и октябрь 2008 г., Алматы, Казахстан).

Материалы этих курсов были переработаны в соответствии с требованиями, отечественными нормативными правовыми документами, формулирующими требования к защите населения Российской Федерации в случае чрезвычайной аварийной ситуации, вызванной выходом источников ионизирующего излучения из-под регулирующего контроля. К этим документам относятся:

- Закон Российской Федерации «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера» [1];
- Закон Российской Федерации «О радиационной безопасности населения» [2];
- Закон Российской Федерации «Об использовании атомной энергии» [3];
- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009) [4];
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) [5].

Учебные курсы «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации» предназначены для профессиональной подготовки специалистов городского звена территориальной подсистемы РСЧС. В подготовке учебных материалов и проведении курсов принимали участие специалисты

- Главного управления МЧС России по Калужской области, г. Калуга;
- Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ), г. Обнинск;
- Российского научного центра «Курчатовский институт», г. Москва;
- Государственного научного центра РФ «Физико-энергетический институт» (ГНЦ РФ-ФЭИ), г. Обнинск;
- Государственного учреждения «Медицинский радиологический научный центр РАМН», г. Обнинск;
- Государственного образовательного учреждения «Учебно-методический центр по гражданской обороне и чрезвычайным ситуациям Калужской области», г. Калуга;
- Обнинского филиала Всероссийского института повышения квалификации МВД России, г. Обнинск.

Лекции, семинары и практические занятия проводились на базе ИАТЭ. Полевые учения по радиационному контролю и методам восстановления контроля над аварийным источником проводились на базе отдела радиационной безопасности и охраны окружающей среды ГНЦ РФ-ФЭИ. Состав части курсов, содержащий лекции, практические занятия и полевые учения, занимает 5 рабочих дней и приведен в табл. 1.

Программа курсов условно делится на шесть тематических блоков.

1. Общие цели защиты населения в случае радиационной аварии и требования к обеспечению аварийной готовности в рамках РСЧС. В состав блока входят лекции L-OB-01, L-OB-02, L-OB-03 и L-OB-06. В материалах этого блока отражены основные положения нормативных документов [1–3, 6–9], а также отечественных [10–15] и международных рекомендаций по обеспечению аварийной готовности [16–19].

Таблица 1

Состав учебных курсов «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации»

Модуль	Тема
L-OB-01	Цели аварийной готовности и реагирования на радиологическую аварийную ситуацию
L-OB-02	Система защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации
L-OB-03	Проблемы обеспечения радиационной безопасности населения
L-OB-04	Дозиметрические термины и единицы
L-OB-05	Последствия радиологической аварийной ситуации и защита населения
L-OB-06	Категорирование объектов использования атомной энергии по степени угрозы
L-OB-07	Общая организация, объекты, средства и зоны реагирования на радиационную аварию
L-OB-08	Руководство по мерам индивидуальной защиты реагирующих и населения
L-OB-09	Информационное реагирование как основа защиты населения при радиационной аварии
W-OB-01	Разработка плана и процедуры информирования населения
L-OB-10	Концепция действий при радиологических авариях (категории угрозы III и IV)
L-OB-11	Восстановление контроля над аварийным источником
W-OB-02	Разработка плана и процедуры для восстановления контроля над аварийным источником
L-OB-12	Опыт восстановления контроля над аварийным РИТЭГ в Грузии
W-OB-03	Восстановление контроля над аварийным источником
L-OB-13	Критерии аварийного реагирования
L-OB-14	Планы и процедуры для аварийного реагирования на радиологическую аварийную ситуацию
L-OB-15	Реагирование органов охраны правопорядка на радиационную аварию
L-OB-16	Первые медицинские ответные меры на радиологическую аварийную ситуацию
W-OB-04	Практика реагирования на радиационную аварию
L-OB-17	Прошлые радиационные аварии на объектах использования атомной энергии
L-OB-18	Прошлые радиационные аварии с радионуклидными источниками излучения
L-OB-19	Основные уроки, извлеченные из реагирования на радиологические аварийные ситуации

2. Основы защиты населения в случае радиационной аварии. В состав блока входят лекции L-OB-04, L-OB-05, L-OB-08 и L-OB-13. В материалах этого блока отражены основные положения нормативных документов [2, 4, 5], учебных пособий ИАТЭ [20-22] и руководств МАГАТЭ [16-19, 23].

3. Основы организации реагирования в случае радиационной аварии. В состав блока входят лекции L-OB-07, L-OB-10 и L-OB-14. В материалах этого блока отражены основные положения рекомендаций МАГАТЭ [16, 18, 19].

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

4. Основы информационного реагирования и психологической поддержки населения в случае радиационной аварии. В состав блока входят лекция L-OB-09 и практическое занятие W-OB-01. В материалах этого блока отражены основные методы информирования населения и формирования у свидетелей аварии рационального поведения, нацеленного на обеспечение собственной безопасности и безопасности своих близких в случае радиационной аварии [19, 24–29].

5. Практика защиты населения в случае радиационной аварии. В состав блока входят лекции L-OB-11, L-OB-12, L-OB-15 и L-OB-16, а также практические занятия W-OB-02 и W-OB-04 вместе с полевыми учениями W-OB-03, которые проводились на базе ГНЦ РФ-ФЭИ. В материалах этого блока отражены основные положения рекомендаций МАГАТЭ [16, 19, 23] и методических материалов МЧС [10–15].

6. Основные уроки, извлеченные из реагирования на радиологические аварийные ситуации. В состав блока входят лекции L-OB-17, L-OB-18 и L-OB-19, в материалах которых приводится анализ причин, породивших известные радиационные аварии и анализ решений, которые принимались при смягчении их последствий [30–35].

Слушателями пилотных курсов были 21 специалист городского звена территориальной подсистемы РСЧС из предприятий и организаций Обнинска. Не более 25% участников имели базовую подготовку по отдельным аспектам аварийного реагирования (радиационная защита, медицина катастроф, защита населения при ЧС, информирование населения и т.д.). Работа курсов начиналась и заканчивалась тестированием знаний слушателей. Предварительное тестирование было проведено до начала занятий, заключительное – по окончании занятий. Сравнение полученных при тестировании результатов показало, что в целом уровень знаний слушателей повысился. Вместе с тем следует отметить, что в лекционных занятиях необходимо уделить больше внимания материалу, содержащемуся во втором и третьем блоках, который оказался достаточно сложным для восприятия большинством слушателей. По завершении тестирования его результаты были обсуждены со слушателями, что позволило расставить акценты в заданиях для самостоятельной работы.

Таблица 2 содержит оценку курсов слушателями. Тематика нескольких лекций и практических занятий была оценена слушателями как несоответствующая их практической работе. Несмотря на то, что доля таких оценок мала и составляет около 10%, по-видимому, следует проанализировать и, возможно, отредактировать содержание этих лекций и практических занятий.

По завершении курсов их материалы вместе с публикациями МАГАТЭ были предоставлены слушателям на компакт-дисках. Общий объем лекционных материалов курсов составил около 140 страниц.

ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

1. Курсы, проведенные для городского звена территориальной подсистемы РСЧС из предприятий и организаций г. Обнинска, показали, что их тематика и материалы соответствуют практической работе слушателей, а методика проведения вызывает интерес и положительный отклик. Вместе с тем, для повышения профессиональной подготовки и готовности руководящего состава и специалистов формирований, участвующих в предупреждении и ликвидации последствий радиационных аварий, необходимо продолжение работы над материалами курсов. Необходимо провести такие же курсы для других групп слушателей:

- руководителей предприятий;

Таблица 2

Оценка курсов слушателями¹

Модуль	Соответствие темы занятия практической работе слушателей			Уровень интереса слушателей к темам учебной программы		
	Слабое	Среднее	Полное	Слабый	Средний	Высокий
L-OB-01	–	50	50	–	44	56
L-OB-02	10	40	50	–	44	56
L-OB-04	–	40	60	–	36	64
L-OB-05	–	40	60	–	40	60
L-OB-06	11	33	56	–	40	60
L-OB-07	–	40	60	–	40	60
L-OB-03	–	40	60	–	50	50
L-OB-08	–	44	56	–	40	60
L-OB-09	10	40	50	–	36	64
W-OB-01	11	45	44	–	40	60
L-OB-10	10	20	70	–	36	64
L-OB-11	10	20	70	–	40	60
W-OB-02	10	40	50	–	36	64
L-OB-12	11	22	67	–	30	70
W-OB-03	11	33	56	–	40	60
L-OB-13	–	20	80	–	45	55
L-OB-14	–	22	78	–	40	60
L-OB-15	10	30	60	–	45	55
L-OB-16	–	30	70	–	40	60
W-OB-04	–	30	70	–	33	67
L-OB-17	11	33	56	–	44	56
L-OB-18	11	33	56	–	50	50
L-OB-19	–	30	70	–	22	78

¹ Показатель оценки – процент ответов в данной категории.

- местных властей;
- специалистов Главного управления МЧС России по Калужской области.

2. Необходимо издание материалов курсов в виде учебного пособия «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации».

3. В целом слушатели положительно оценили содержание лекций, опирающихся на основные положения публикации МАГАТЭ «Руководство для лиц, принимающих первые ответные меры в случае радиологической аварийной ситуации». АГР – лица, принимающие первые ответные меры. Вена, МАГАТЭ (2007). Необходимо переработать эту полезную публикацию в практическое руководство для специалистов городского звена территориальной подсистемы РСЧС по реагированию на радиологические аварийные ситуации.

Литература

1. Закон Российской Федерации «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера» № 68-ФЗ от 21.12.1994. Собрание законодательства Российской Федерации, 1994. – № 35. – С. 3648.
2. Закон Российской Федерации «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.1996. Собрание законодательства Российской Федерации, 1996. – № 3. – С. 141.
3. Закон Российской Федерации «Об использовании атомной энергии» № 170 – ФЗ от 20 октября 1995 г. (с изменениями от 10 февраля 1997 г. № 28-ФЗ).
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила СанПиН 2.6.1.2523-09. – М.: Минздрав России. 2009.
5. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99): Санитарные правила СП-2.6.1.799-99. – М.: Минздрав России, 2000.
6. Постановление правительства Калужской области от 06.10.05 № 293 «Об организации учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов на территории Калужской области».
7. Закон Калужской области «О защите населения и территорий Калужской области от ЧС природного и техногенного характера» от 22.12.97 № 21-ОЗ (с изменениями от 05.04.05).
8. Постановление Федерального правительства «О федеральной целевой программе «Преодоление последствий радиационных аварий на период до 2010 г.» от 29.08.01 № 637.
9. Постановление Правительства Калужской области «Об организации учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов на территории Калужской области» от 06.10.05 № 293.
10. Методические рекомендации по защите населения в зонах возможных ЧС радиационного характера. – М.: МЧС РФ, 2005.
11. Руководство по обеспечению радиационной безопасности при локализации и ликвидации радиационных аварий и катастроф на объектах России. – М.: МЧС РФ, 2007.
12. Учебно-методическое пособие по повышению квалификации руководителей организаций по вопросам ГО, защиты от ЧС, пожарной безопасности на водных объектах в УЦФПС. – М.: МЧС России, ЗАО «Спасательная техника», 2007.
13. Защита населения и территорий от ЧС /Под общ. ред. М.И. Фалеева. – Калуга: ГУП «Облиздат», 2001.
14. Владимиров В.А., Измайлова В.И., Чумаков А.В. Радиационная и химическая безопасность населения. – М.: МЧС России, «Деловой экспресс», 2005.
15. Методические рекомендации по ликвидации последствий радиационных и химических аварий /Под общ. ред. В.А. Владимирова. – М.: МЧС России, ЗАО «Рекламно-издательская фирма «МПТ-инвест», 2005.
16. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации. Требования по безопасности. Серия стандартов безопасности № GS-R-2. – Вена: МАГАТЭ, 2004.
17. Категоризация радиоактивных источников. Руководство по безопасности. Серия стандартов безопасности № RS-G-1.9. – Вена: МАГАТЭ, 2006.
18. Method for developing arrangements for response to a nuclear or radiological emergency. Emergency Preparedness and Response series No EPR-METHOD. – Vienna: IAEA, 2003.
19. Руководство для лиц, принимающих первые ответные меры в случае радиологической аварийной ситуации. Серия публикаций по аварийной готовности и реагированию № АГР – Лица, принимающие первые ответные меры. Вена: МАГАТЭ, 2007.
20. Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Романцов В.П. Радиационная безопасность персонала атомных станций: Учебное пособие/ Под общ. ред. В.А. Кутькова. – Москва – Обнинск: Атомтехэнерго, ИАТЭ, 2003.
21. Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Романцов В.П., Безруков Б.А., Долженков И.В., Алексеев А.Г. Основы радиационного контроля на АЭС: Учебное пособие/ Под ред. В.А. Кутькова и В.В. Ткаченко. – Москва – Обнинск: Концерн «Росэнергоатом», ИАТЭ, 2005.
22. Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Романцов В.П. Обеспечение радиационной безопасности персонала при эксплуатации АЭС: Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 2007.
23. Generic procedures for medical response during nuclear and radiological emergency. Emergency

- Preparedness and Response series № EPR-MEDICAL. – Vienna: IAEA, 2005.
24. Абрамова В.Н., Марченко Т.А., Мельницкая Т.Б., Хавыло А.В. Актуальные социально-психологические проблемы населения радиоактивно загрязненных территорий России и Беларуси, требующие освещения в информационных материалах/Сборник российско-белорусских информационных и справочных материалов. – М.: ИБРАЭ РАН, 2004.
25. Практическое руководство по совершенствованию информационных технологий при работе с населением радиоактивно загрязненных территорий/Под ред. В.Н. Абрамовой. – Обнинск: ОНИЦ «Прогноз», 2004.
26. Совершенствование информационных технологий при работе с населением радиоактивно загрязненных территорий: Практические рекомендации/Под ред. В.Н. Абрамовой. – Обнинск: ОНИЦ «Прогноз». 2005.
27. Марченко Т.А., Поплыко И.Я., Борисевич Н.Я. и др. Совершенствование информационных технологий по работе с населением радиоактивно загрязненных территорий. Практические рекомендации/Под общ. ред. В.Н. Абрамовой. – Обнинск: ОНИЦ «Прогноз», 2005.
28. Melnitskaya T.B. Psychosocial consequences of radiation risk experience in the population of radiation-contaminated territory of the Bryansk region//Bulletin of Psychotherapy. – 2008. – № 25. – Р. 94-102.
29. Мельницкая Т.Б. Психологические последствия переживания радиационного риска у населения, проживающего на радиоактивно загрязненной территории России, и их коррекция. Медико-биологические и социально-психологические проблемы безопасности в чрезвычайных ситуациях. – 2008. – № 1. С. 58-64.
30. Алексахин Р.М., Булдаков Л.А., Губанов В.А. и др. Крупные радиационные аварии: Последствия и защитные меры/Под общ. ред. Л.А. Ильина и В.А. Губанова. – М.: ИздАТ, 2001.
31. Булатов В.И. 200 ядерных полигонов СССР: География радиационных катастроф и загрязнений. – Новосибирск: ЦЕРИС, 1993.
32. The radiological accident in Goiania. – Vienna: IAEA.
33. The radiological accident in Tammiku. – Vienna: IAEA.
34. The criticality accident in Sarov. – Vienna: IAEA, 2001.
35. Израэль Ю.А., Вакуловский С.М., Ветров В.А. и др. Чернобыль: Радиоактивное загрязнение природных сред. – Л. Гидрометеоиздат, 1990.

Поступила в редакцию 5.10.2009

УДК 621.039

М.Н. Арнольдов, Ф.А. Козлов, Ю.В. Фролов

В.И. СУББОТИН: СТРАНИЦЫ ЖИЗНИ И ДЕЯТЕЛЬНОСТИ



Валерий Иванович Субботин прошел большой и интересный путь в науке. Значительный отрезок этого пути связан с Физико-энергетическим институтом в г. Обнинске, куда он был переведен в 1953 г. в рамках привлечения лучших специалистов к работам по советскому атомному проекту. В.И. Субботин вошел в историю нашего института как один из главных создателей уникального в своем роде теплофизического отделения ФЭИ.

Валерий Иванович родился 12 декабря 1919 г. в г. Баку в семье, как он всегда подчеркивал в своей автобиографии, военного моряка. В начале 1950-х гг. его отец, Иван Федорович, служил майором на Каспийской военной флотилии и, скорее всего, был военно-морским медиком, т.к. из автобиографии Субботина известно, что до 1917 г. его отец учился в военно-фельдшерской школе в Николаеве.

Мать, Татьяна Александровна, в начале 1950-х гг. (когда Валерий Иванович заполнял свою первую анкету для атомного ведомства) тоже была связана с медициной – работала логопедом в детской поликлинике г. Баку. Урожденная Серебровская, она происходила из дворянской семьи, давшей в начале XX в. ряд видных деятелей.

Профессор А.П. Серебровский (1884–1938), сын ссыльного народовольца, участвовал в революционном движении с 1899 г., член партии большевиков с 1903 г. В 1905 г. член Исполкома Петербургского совета от Путиловского завода. В 1907 г. участвовал в вооруженном восстании во Владивостоке, неоднократно арестовывался; в 1908 г. эмигрировал в Бельгию, где окончил в 1911 г. Высшее техническое училище. Участник Октябрьской революции 1917; затем член коллегии Наркомторга, заместитель председателя Чрезвычайной комиссии по снабжению Красной Армии, председатель Центрального правления артиллерийских заводов, заместитель наркома путей сообщения, начальник военного снабжения Украинского фронта. В 1921 г. участвовал в борьбе за установление Советской власти в Грузии. В 1920–1930 гг. председатель «Азнефти» в Баку, председатель правления Всероссийского нефтесиндиката и заместитель председателя ВСНХ СССР, с 1926 г. начальник «Главазолота» и член коллегии Наркомфина СССР; с 1931 г. заместитель наркома тяжелой промышленности. С 1924 г. одновременно с государственной деятельностью вел преподавательскую работу в Азербайджанском политехничес-

© М.Н. Арнольдов, Ф.А. Козлов, Ю.В. Фролов, 2009

ком институте, Московской горной академии, Институте народного хозяйства. Был делегатом XII, XIV, XVII съездов партии, на которых избирался кандидатом в члены ЦК, был членом ЦИК СССР*. Жизнеописание А.П. Серебровского, написанное им самим, вошло в специальный том Энциклопедического словаря братьев Гранат, состоявший из 250 автобиографий и биографий заслуженных деятелей СССР и участников Октябрьской революции, вышедший в 1927–1929 гг. и переизданный в наше время [1].

Член-корреспондент АН СССР, академик ВАСХНИЛ А.С. Серебровский – один из основоположников генетики в СССР, в 1929 г. организовал лабораторию генетики в Биологическом институте им. К.А. Тимирязева, в 1930 г. – кафедру генетики МГУ. Первым (1926 г.) предложил метод определения размеров гена в условных единицах и высказал идею его делимости. Основные положения его гипотезы подтверждены современными работами по молекулярной генетике. Первым (1940) предложил метод борьбы с популяциями вредных насекомых, основанный на искусственном размножении самцов с генетическими нарушениями, что приводит к падению коэффициента размножения и затуханию популяций.

К этому можно добавить, что представители семьи отличались независимостью суждений и либеральными взглядами. Дед Валерия Ивановича, А.Я. Серебровский, был исключен из юнкерского училища перед самым производством за то, что спрятал в казармах скрывавшегося народовольца. Это изменило всю его судьбу – он стал моряком и долгие годы плавал за границей. Уже в зрелые годы осел в Баку, где и служил капитаном судна. Во время армянской резни, устроенной мусаватистами (1919 г.), А.Я. Серебровский под обстрелом грузил на пароход армян и увозил из города.

Наибольшее влияние на Валерия Ивановича в его детские и юношеские годы оказал его дядя, Николай Серебровский, филолог по образованию.

В 1937 г. В.И. Субботин окончил с золотой медалью школу в Баку и поступил в Азербайджанский индустриальный институт на энергетический факультет. В марте 1942 г., сразу после окончания института, он был призван в Красную Армию и направлен в Артиллерийскую академию имени Ф.Э. Дзержинского, эвакуированную из Москвы в Самарканд. В июле он заболел, был отчислен из академии и до декабря 1942 г. находился на излечении в госпиталях.

С января 1943 г. Субботин работал в монтажном управлении «Кавказэнергомонтаж» в должности инженера, затем прораба. В возрасте 26 лет он был назначен начальником монтажа Ткварчельской ТЭС в Абхазии. Успешно развивающейся карьере инженера-руководителя он предпочел занятия наукой и в 1948 г. поступил в аспирантуру при Энергетическом институте Азербайджанской академии наук, в 1952 г. защитил кандидатскую диссертацию и остался работать в этом институте. Здесь он прошел путь от младшего научного сотрудника до ученого секретаря.

В 1953 г. жизнь Валерия Ивановича кардинально изменилась. 8 июня 1953 г. вышло постановление Правительства СССР № 1429-574сс/оп «О мероприятиях по развитию Лаборатории «В» Первого главного управления при Совете Министров СССР» [2]. Этим постановлением Первому главному управлению (ПГУ) вменялось в обязанность обеспечить развитие Лаборатории «В» как научно-исследовательской базы ПГУ по теоретической физике и разработке реакторов для энергетических целей наряду с Лабораторией измерительных приборов АН СССР*.

* ЦИК СССР – Центральный исполнительный комитет СССР – высший орган государственной власти СССР в 1922–1938 гг. между Всесоюзными съездами Советов. Функционировал до 1938 г. По Конституции СССР 1924 г. состоял из двух палат: Союзного Совета и Совета Национальностей. Избирал Президиум, председателей по числу союзных республик, секретаря, назначал СНК, Верховный суд.

В это время в Лаборатории «В» остро стояла проблема обеспечения опытными научными кадрами. Поэтому в одном из первых пунктов постановления Совмина говорилось: «Обязать Академию наук СССР (т. Несмеянова), Министерство сельского хозяйства и заготовок СССР (т. Козлова) и Академию наук Азербайджанской ССР (т. Алиева) откомандировать в распоряжение Первого главного управления при Совете Министров СССР для постоянной работы в Лаборатории «В» следующих научных работников: канд. физ.-мат. наук Марчука Г.И. из Геофизического института Академии наук СССР, канд. физ.-мат. наук Булеева Н.И. из Центрального института прогнозов Министерства сельского хозяйства и заготовок СССР и канд. тех. наук Субботина В.И. из Энергетического института Академии наук Азербайджанской ССР».

Во исполнение постановления Совмина начальник ПГУ А.П. Завенягин 16 июня 1953 г. издал приказ, который полностью повторил его основные пункты. Если проблем с Г.И. Марчуком и Н.И. Булеевым, работавшими в Москве, не было, то В.И. Субботина не спешили отпускать из Баку. Поэтому в начале июля 1953 г. директор Лаборатории «В» Д.И. Блохинцев в письме заместителю начальника Научно-технического управления Министерства среднего машиностроения СССР** И.И. Новикову писал, что «постановлением Совета Министров СССР от 08.06.53 № 1429-574сс/оп в Лабораторию «В» должен быть переведен тов. Субботин В.И. Прошу Вас дать указание о вызове тов. Субботина В.И. в Москву и о направлении его к нам на работу».

Сам Валерий Иванович уже в наше время вспоминал об этом так: «В это время Курчатов искал человека, который поехал бы в Обнинск, чтобы заниматься проблемами теплотехники, гидродинамики и прочими вещами. Обнинск только начал создаваться, ничего там не было, а потому и желающих поехать туда было мало. <...> Он [академик М.В. Кирпичев – *Сост.*] меня и рекомендовал Игорю Васильевичу Курчатову. <...> Машина сразу закрутилась... Однажды в Баку пришел очень «грозный пакет». На нем много печатей, красная полоса поперек. Сразу было ясно, что он из «высших сфер». Так и оказалось: я откомандировался в распоряжение Первого главного управления при Совете Министров СССР. Незадолго до этого я успешно защитил диссертацию, меня сразу же взяли ученым секретарем института. В общем, все складывалось благополучно... А тут этот пакет из Москвы. В нем письмо от Кирпичева. Зовут на собеседование... <...> Однако меня из института не отпускают. И тогда приходит жесткое распоряжение: немедленно направить в Москву! Оказывается, уже вышло постановление Совета Министров СССР за подписью Сталина о том, чтобы развернуть работы в Обнинске. Работы по «быстрым реакторам» форсировались, а потому все просьбы Лейпунского выполнялись стремительно. Среди документов значилось: откомандировать в распоряжение ПГУ молодого доктора наук Давыдова и двух молодых кандидатов наук Марчука и Субботина... Сам я этот документ не видел, но Гурий Иванович Марчук читал бумагу – он мне рассказал о ней...»[3].

Мы так подробно остановились на этом событии еще и потому, что по одной из легенд (озвученной и в этом интервью) Марчук, Булеев (его В.И. Субботин путает с Давыдовым) и Субботин были направлены в Лабораторию «В» по личному указанию И.В. Сталина. Но Сталин, как известно, умер за три месяца до выхода поста-

* Аппараты 27/ВТ и БН-5 – 27/ВТ наземный стенд-прототип ЯЭУ атомной подводной лодки с жидкometаллическим теплоносителем проекта 645; БН-5 – наименование при проектировании быстрого реактора с натриевым теплоносителем БР-5. Обе установки были построены и длительное время эксплуатировались в ФЭИ.

** Аппарат ВМ в ФЭИ была построена (1956 г.) и длительное время эксплуатировалась установка 27/ВМ – наземный стенд-прототип ЯЭУ с водным теплоносителем для атомных подводных лодок первого поколения (проект 627).

новления № 1429-574сс/оп, подписанного председателем Совмина СССР Г.М. Маленковым.

С одной стороны, мы не нашли пока подтверждения легенды о личном участии И.В. Сталина в их назначении, но с другой – подтверждаем ее историческую состоятельность: постановление правительства было и много ли найдется кандидатов наук, назначение на должность которых состоялось решением правительства? А о качественном составе прибывших тогда в Лабораторию «В» специалистов говорит хотя бы то, что все они впоследствии стали выдающимися учеными, а двое – В.И. Субботин и Г.И. Марчук – были избраны действительными членами АН СССР.

Жизнь показала, что приход в Лабораторию «В» Г.И. Марчука и В.И. Субботина был достойным вкладом в фундамент научной школы, создаваемой А.И. Лейпунским, – они стали одними из наиболее ярких ее представителей.

Валерий Иванович, имевший большой опыт трудовой и научной деятельности, быстро вписался в молодой коллектив Лаборатории «В», где к тому времени работали И.И. Бондаренко, Б.Ф. Громов, О.Д. Казачковский, А.Г. Карабаш, Н.И. Коробков, Е.С. Кузнецов, В.С. Ляшенко, В.А. Малых, В.В. Орлов, В.Я. Пупко, Л.Н. Усачев – имена которых через короткое время тоже стали известны в научном мире.

В Лаборатории «В» В.И. Субботин принял под свое руководство теплофизическую лабораторию из 30-ти человек. К этому времени был получен большой опыт по проектированию, сооружению и эксплуатации промышленных реакторов-наработчиков оружейного плутония. На его основе в Лаборатории «В» уже завершалось строительство Первой в мире атомной станции (начатое по инициативе И.В. Курчатова), было принято решение о строительстве наземного стенда-прототипа ядерной энергетической установки (ЯЭУ) для атомной подводной лодки (ПЛА) с теплоносителем водой, а при рассмотрении конкретных предложений А.И. Лейпунского секция Научно-технического совета Главка рекомендовала Лаборатории «В» сосредоточиться на разработке реакторов с жидкокометаллическим охлаждением. Молодой энергичный ученый с первых дней работы включился в решение сложнейших теплофизических и технологических проблем по созданию новых ЯЭУ, разрабатываемых под руководством И.В. Курчатова, А.П. Александрова и А.И. Лейпунского.

Развитие ядерной энергетики, в первую очередь разработка транспортных атомных силовых установок для подводных лодок, самолетов и ракет, связаны с созданием малогабаритных ядерных реакторов, работающих в напряженных условиях. Одной из важнейших проблем при создании таких реакторов всегда являлись вопросы теплофизики – выбор и освоение теплоносителей, изучение теплообмена и гидродинамики. Работы по теплофизике водоохлаждаемых реакторов были начаты в Лаборатории «В» в 1952 г. для обеспечения пуска Первой в мире АЭС. В 1954 г. на специально созданном в Лаборатории «В» первом водяному стенде высокого давления (100 ата) были испытаны все партии твэлов реактора АМ, Первой АЭС. Испытания позволили внести необходимые изменения в технологию изготовления твэлов, что обеспечило успешный пуск Первой АЭС. В дальнейшем работы по воде получили развитие в связи с созданием реактора для первой атомной подводной лодки.

В.И. Субботин доложил И.В. Курчатову о завышенных критических тепловых потоках, заложенных в проекты ЯЭУ первых ПЛА. После реакции Курчатова: «Ты понимаешь, что говоришь?» ему продемонстрировали на экспериментальном стенде опыт, подтверждающий это. В результате параметры ЯЭУ были откорректированы с учетом полученных результатов. Это, возможно, предопределило в дальнейшем поддержку И.В. Курчатовым работ В.И. Субботина по водяному направлению

в ФЭИ, выраженную в его письме Е.П. Славскому и А.К. Красину 29 января 1957 г. У теплофизиков были продолжены работы с водой как теплоносителем. В настоящее время эта тематика составляет существенную часть работ теплофизического отделения.

Одновременно отдел № 3 под руководством А.И. Лейпунского занимался разработкой корабельных ЯЭУ, охлаждаемых жидкотвердым теплоносителем. В мае 1954 г. Д.И. Блохинцеву поступила докладная записка, где говорилось «о мерах усиления руководства разработкой аппаратов в отделе 3». Среди прочих мер предлагалось «Поручить тов. Субботину В.И. выполнение обязанностей заместителя начальника отдела по экспериментальным работам с жидкими металлами. Считать первоочередной задачей тов. Субботина обеспечение работ по аппаратам ВТ и БФ». Подписали записку А.И. Лейпунский, А.К. Трофимчук, О.Д. Казачковский, В.И. Субботин и Х.А. Хачатуров.

Для теплогидравлического обоснования строящихся и проектируемых реакторов требовалось выполнить большой объем качественных теплофизических исследований. Это лучше всех понимали И.В. Курчатов, Д.И. Блохинцев и А.И. Лейпунский, по инициативе которых для решения этих задач через месяц после пуска Первой АЭС в июле 1954 г. в Лаборатории «В» был создан теплофизический отдел № 7 под руководством В.И. Субботина. Годы упорных трудов дали свои результаты. Теплофизики доказали возможность предсказанного теорией интенсивного теплосъема жидкотвердыми теплоносителями и развеяли утверждения о бесперспективности их применения.

В начале 1960-х гг. пришло признание работ ФЭИ по теплофизике ядерных реакторов, выполненных под руководством Валерия Ивановича. В январе 1962 г. В.И. Субботин представил на секции ЯЭУ Научно-технического совета Госкомитета по использованию атомной энергии доклад «Теплофизические исследования для реакторов». В решении, принятом по его докладу, отмечалось, что «теплофизическому отделу ФЭИ в период 1954–1961 гг. выполнен большой объем теплофизических исследований для реакторов. Особое внимание (до 80% всех исследований) отдел уделял исследованиям жидкотвердых теплоносителей. Некоторые из этих теплоносителей легли в основу при создании аппаратов 27/ВТ и БН-5*. Выполнены важные исследования по определению критических тепловых нагрузок на воде и пароводяных смесях (результаты использованы при создании аппарата ВМ**). Одновременно решение констатировало, что «объем проводимых в ФЭИ теплофизических исследований для реакторов еще не удовлетворяет полностью нужды ядерной энергетики, а направление исследований является несколько односторонним». ФЭИ предлагалось, не прерывая дальнейшее развитие работ по исследованию жидкотвердых теплоносителей «особенно в области высоких температур, шире развернуть теоретические и экспериментальные исследования». В заключение Секция НТС рекомендовала руководству Госкомитета утвердить ФЭИ в качестве головного института отрасли по жидкотвердым теплоносителям.

Заключение секции НТС способствовало тому, что в 1964 г. на базе теплофизического отдела был сформирован Технотермический сектор под руководством В.И. Субботина. А с 1967 г. ФЭИ стал выполнять функции головной организации Министерства среднего машиностроения СССР по теплофизике реакторов с жидкотвердым и водяным охлаждением. На Технотермический сектор была возложе-

* Лаборатория измерительных приборов АН СССР (ЛИПАН) – название Института атомной энергии в 1949–1956 гг., с 1992 – Российский научный центр «Курчатовский институт».

** На базе Первого главного управления при Совете Министров СССР 01.07.53 было образовано Министерство среднего машиностроения СССР.

на координация исследований по теплофизике ЯЭУ, выполняемых в организациях атомной отрасли и других ведомствах.

В начале 1970-х гг. Сектор включал в себя четыре отдела, в которые входили 14 научно-исследовательских лабораторий, и насчитывал более 700 человек, в том числе около 400 научных сотрудников и инженеров. Характерной чертой исследований, проводимых под руководством В.И. Субботина, было комплексное решение насущных теплофизических задач ядерной энергетики, базирующееся на результатах фундаментальных исследований.

С самого начала проявился стиль работы В.И. Субботина как руководителя научного коллектива. Для этого стиля были характерны достаточная жесткость и высокая требовательность к себе и подчиненным, стремление опираться в решении научных и технических задач на мнение научного коллектива. Многим памятны обсуждения научных проблем, в результате которых рождались новые идеи, новые подходы к решению сложнейших задач. Валерий Иванович привлекал к этим обсуждениям достаточно широкую аудиторию.

В.И. Субботин всегда поддерживал молодых научных сотрудников в работе. Он всячески поощрял их намерение подготовить и защитить диссертацию, а зачастую инициировал эту работу и жестко требовал, чтобы в ней не было задержек, создавал условия, благоприятствующие этой работе. В результате в теплофизическому коллективе, как ни в каком другом подразделении института, молодые специалисты быстро росли, защищали диссертации и становились учеными, имеющими высокий авторитет в научных кругах. Эти традиции сохранились и после ухода Валерия Ивановича из ФЭИ. Достаточно сказать, что в 2007 г. теплофизиками было защищено четыре докторских диссертации.

В конце 1960-х гг. в периодической печати появилась статья академика А.П. Александрова, в которой высоко оценивались работы по исследованию температурных полей и турбулентной структуры потока жидкого металла. По результатам этих работ Валерием Ивановичем в 1959 г. была защищена докторская диссертация, а в 1960 г. ему присвоено звание профессора.

За участие в создании атомной подводной лодки с водо-водяным реактором В.И. Субботин был награжден орденом «Знак Почета» (1959 г.). Эти работы проводились под эгидой Института атомной энергии и лично А.П. Александрова.

При разработке корабельной ЯЭУ на промежуточных нейтронах со свинцововисмутовым теплоносителем, создаваемой под научным руководством академика Украинской академии наук А.И. Лейпунского, Субботин отвечал за комплекс работ по обоснованию теплогидравлики теплоносителя. За активное участие в обосновании и реализации проекта этой ПЛА ему в числе других была присуждена Ленинская премия (1964 г.). Следует отметить, что, несмотря на непростую судьбу лодок со свинцовово-висмутовым теплоносителем, Субботин всегда оставался последовательным приверженцем этого направления и выступал за спасение одной из таких лодок и превращение ее в уникальный музей инженерного искусства и кораблестроения. А позднее они вместе с Г.И. Марчуком обратились к В.В. Путину с предложением о возобновлении работ по этому направлению.

К Военно-морскому флоту у Валерия Ивановича всегда было особое отношение: все-таки отец его был военным моряком, а отец жены в годы Первой мировой войны – командиром тральщика Черноморского флота, «награжденный золотым Георгиевским оружием за разминирование гирла Дуная под огнем противника», а в советское время – командиром эсминца, а затем командиром военной базы на Дальнем Востоке (1930-е гг.).

Под руководством В.И. Субботина были проведены обширные исследования по обоснованию технологии теплоносителя натрий-калий, используемого в космических ЯЭУ БУК и «Тополь», и их теплогидравлических параметров. Работоспособность твэлов установки БУК была подтверждена их испытанием на номинальных параметрах на экспериментальном стенде. В 1971 г. за вклад в обоснование работоспособности космической ЯЭУ БУК Валерий Иванович был награжден орденом Октябрьской Революции.

При создании ЯЭУ для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, корабельных и космических не удалось избежать аномальных ситуаций. При любом таком событии В.И. Субботин стремился понять причины их возникновения, разработать решения по их ликвидации для предотвращения подобных ситуаций в дальнейшем. Он поручал специалистам сложные, но конкретные задания.

Так, например, в критической ситуации (авария на ПЛА проекта 645) ведущие специалисты теплофизического отделения были привлечены к решению возникшей проблемы. В сжатые сроки был разработан уникальный (не имеющий аналогов в мире) электрохимический измеритель термодинамической активности кислорода в теплоносителе свинец-висмут и с его использованием выполнены обширные исследования в лабораторных условиях. В результате изучены физико-химические закономерности системы «теплоноситель свинец-висмут – конструкционные материалы – примеси (кислород)» и на их основе разработаны научно-технические предложения. Их реализация на действующих ЯЭУ ПЛА обеспечила решение проблем коррозии конструкционных материалов и технологии свинцово-висмутового теплоносителя в течение всего ресурса.

Когда возникли сомнения по работоспособности твэлов установки БУК, В.И. Субботин не только принял активное участие в обсуждении у научного руководителя института этого вопроса, но и сделал все возможное для выполнения принятого А.И. Лейпунским решения о срочном проведении испытаний на модернизированном экспериментальном стенде и усовершенствовании технологии теплоносителя натрий-калий. В результате была продемонстрирована работоспособность твэлов.

При пусконаладочных работах на АЭС БН-350 возникли течи в парогенераторах. Валерий Иванович срочно организовал работу для обоснования технологий, связанных с ремонтом ПГ, вплоть до написания инструкций по их реализации в условиях БН-350.

В 1969 г. В.И. Субботина назначают заместителем директора ФЭИ по научной работе. Но карьерный рост ученого-руководителя не всегда усыпан розами. В.И. Субботин не пасовал перед высокими научными авторитетами: всем памятно его противостояние с академиком М.А. Михеевым по поводу теплоотдачи к жидким металлам, закончившееся победой молодого руководителя теплофизиков.

Были у него конфликты и с партийными и административными органами. Так, при рассмотрении персональных дел А.И. Лейпунского, Д.М. Овечкина и В.И. Субботина на бюро Обнинского горкома КПСС в мае 1972 г. поставили ему в вину, что «проявляет нескромность в оценке своей деятельности, игнорирование принципа единоличия в руководстве институтом, в общественной работе участвует мало». Однако, как замечал он сам, «в хорошей компании почетней получить выговор, чем в другой компании орден».

И то, что в эти трудные часы и дни, как и на всем жизненном пути, он всегда находил поддержку жены и друга Ирины Сергеевны, помогало ему переживать такие коллизии с минимальными издержками и находить из них оптимальный выход.

Организационно-воспитательные и партийно-административные мероприятия предопределили и ускорили окончание обнинского этапа жизни Валерия Ивановича, этапа, на котором им была создана школа теплофизиков ФЭИ. Школа сформировалась благодаря редкой способности ученого правильно задать вопрос природе, явлению, исследователю и с целеустремленной энергией добиваться ответа на поставленный вопрос.

В 1975 г. Валерий Иванович был переведен на работу в Москву директором вновь создаваемой широкопрофильной организации НПО «Энергия» Министерства энергетики и электрификации СССР. Находясь на этой должности, он приложил много сил для создания принципиально нового института в атомной энергетической отрасли, занимающегося научным и техническим сопровождением эксплуатации атомных электростанций – ВНИИ АЭС. Он также был инициатором и добился создания нового для атомной отрасли института – ВНИИАМ.

В 1977–1988 гг. он работал заведующим кафедрой теплофизики в МИФИ. За время его работы в этой должности состав кафедры вырос с 39 до 120 человек; три сотрудника защитили докторские диссертации, более 30 – кандидатские. С.Б. Шихов (бывший сотрудник ФЭИ) получил Государственную премию. Кафедра стала одной из наиболее крупных и значимых в МИФИ. Коллектив кафедры принимал участие в научных исследованиях совместно с ведущими институтами Академии наук и Министерства среднего машиностроения по обоснованию термоядерных реакторов с инерциальным удержанием плазмы, по экспериментальным и расчетным работам по гелиевому охлаждению сверхпроводящих магнитов в режиме нормальной эксплуатации и при потере сверхпроводимости, по изучению возможности использования нейтронной подсветки для подкритичных зон. Были начаты исследования по трансмутации радиоактивных продуктов, обращено внимание на тритиевую проблему.

Признанием высокого авторитета В.И. Субботина в научных кругах страны и мира стало избрание его в 1968 г. членом-корреспондентом Академии наук СССР, а в 1987 г. – действительным членом Академии наук СССР. В 1988 г. Валерий Иванович перешел на работу в Академию наук СССР, стал членом Президиума академии. В эти годы совместным решением Академии и Минсредмаша ему было поручено возглавить комиссию по анализу безопасности АЭС с реакторами ВВЭР и БН-800.

В 1991 г. по приглашению директора ФЭИ М.Ф. Троянова Валерий Иванович вернулся в ФЭИ в качестве научного руководителя института. Это было время, когда страна стремительно входила в системный кризис, сильно ударивший и по науке, и по ученым. Он проработал тогда в институте всего два года (до 1993 г.), но это были годы настойчивой борьбы Валерия Ивановича за выживание науки в ФЭИ. Многие помнят его встречи с научными коллективами института, продолжительные обсуждения состояния и перспектив исследований, вдохнувшие надежду на перемены к лучшему. В научных коллективах эти встречи называли «субботниками».

В последние годы своей жизни Валерий Иванович – советник Президиума РАН и начальник лаборатории в Институте машиноведения имени А.А. Благонравова РАН, главный научный сотрудник Института прикладной математики имени М.В. Келдыша РАН. В Институте теоретической и экспериментальной физики РАН Валерий Иванович последние четыре года своей жизни руководил работой Совета по физико-техническому анализу энергетических систем. В нем работали специалисты из разных учреждений. Основное направление работы этого Совета – определить, какой именно должна быть новая энергетика в России. Кроме этого, В.И.

Субботин был членом разных научных советов РАН, Минатома и редколлегий нескольких научных журналов. Научно-производственный стаж Валерия Ивановича Субботина более 65 лет.

Перевернута страница истории. Валерия Ивановича нет с нами. Но остались созданные им Теплофизическое отделение и научная школа теплофизиков ФЭИ. Лучшие традиции этой школы в настоящее, все еще трудное для науки время сохраняются и развиваются учениками, соратниками и последователями Валерия Ивановича Субботина.

Литература

1. Деятели Союза Советских Социалистических республики и Октябрьской революции. Репринтное воспроизведение Приложений к циклу статей «Союз Советских Социалистических Республик», помещенных в 41-м томе Энциклопедического словаря Русского библиографического института Гранат. - М: Изд-во «Книга», 1989.
2. Атомный проект СССР: Документы и материалы: В 3 т. / Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.П. Атомная бомба. 1945-1954. Книга 5. - М.: Физматлит, 2005. - С. 553-555.
3. Академик Валерий Субботин: «Каждый видит свои сны...» // Губарев В.С. Фантастика в черте-жах: судьба науки и ученых в России. - М.: ИКЦ Академкнига, 2003. - С. 362-263.

Поступила в редакцию 1.12.2009

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.58

System Analysis of Verbal Communication between NPP Main Control Room Operators during Abnormal Situations | A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 12 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 11 titles.

Communication plays an important role in the joint mental activity of main control room team members at a Nuclear Power Plant (NPP). The communication which takes place when operators are dealing with an emergency scenario at the full scope simulator of VVER-1000 power unit has been analysed by the authors of the present paper. The experienced operators were interviewed and the series of four experimental trials were conducted. As a result of analysis of gathered data six types of communication were identified and described, and their relative proportions and other numeric characteristics were estimated. The main shaping factors influencing the communication were revealed and assessed. The most important of them are the noise caused by acoustic alarm signals and intensive talking, and the lack of time inducing the operators to cut out the wording of their verbal messages. The ways used by the operators in order to improve communication were revealed as well as additional recommendations of ways as to increase efficiency of communication were formulated.

УДК 621.039.564

single Module of Hydrogen Monitoring System within NPP Containment | S.V. Bogdanov, S.N. Berezhnoy, S.G. Kalyakin, A.A. Lukyanov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The operation principle and the configuration of the single module are described, which is used to measure oxygen concentration inside the containment compartments as a part of the hydrogen monitoring system. The measuring complex of hydrogen and oxygen gas analyzers based on a single module is presented, which is designed for operation under beyond-design-basis accident conditions.

УДК 621.039.586

Adaptation of Standard Emergency Analysis Approach for BN-Type Reactors | Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

In article described the standard approach adaptation of nuclear power plants emergency analysis for NPP with BN-type reactor. Approach implementation is meant for minimizing of dangerous impact of radiation for plant personnel, inhabitants and environment by means of special technical measures and organizational activity.

УДК 519.7:519.22

Method of Reliability Indices of Systems of the Nuclear Power Station Assessment in a Non-Homogeneous Failure Flow | K.A. Ivanova, M.A. Skiba, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 7 illustrations. – References, 12 titles.

The paper considers mathematical models and methods for calculating reliability indices of systems which probabilistic characteristics can vary in time. The equation for the availability function of a system in the up or failed state at any time is derived. New reliability indices of the joint event flows are derived and defined. Some their properties are presented. The relationship between new reliability indices and the failure and recovery distribution time using two-dimensional integral Volterra equation 2-nd sort is shown too. A new mathematical model allows the monotonous transformation of two independent recurrent failure and recovery flows arbitrarily. This, for example, allows to calculate the availability function of an ageing system. Equations for resource characteristics are deduced within the model and the practical example of their calculation is considered.

УДК 621.039.58

Passive system with steam-water injector for emergency supply of steam generators of the NPP | A.G. Ilchenko, A.N. Strakhov, D.N. Magnitsky; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). –

Obninsk, 2009. – 6 pages, 1 table, 4 illustration. – References 5 titles.

The result of calculation the indicators of emergency electrical power safety (EEPS) and emergency feedwater (EFW) of serial Power Unit with VVER-1000, are shown. We suggest using a steam-water injector (SWI) working on steam generators dump steam for water supply of steam generators in a blackout mode of NPP with VVER-1000 (PWR).

Calculated analysis of SWI is conducted at variable parameters of steam at the entrance to injector, corresponding to various moments of time from the beginning of steam-and-water damping with reference to the power unit with VVER-1000. For providing the working of the system it is suggested at the primary period of aftercooling to make water on injector from additional tanks of the sum of chemically saltless water. These additional tanks are based in the reactor hall at the level of 36,9 meters. The fundamental opportunity of operation of steam generators emergency supply system with SWI during ~ 3 hours from the beginning of damping is shown.

УДК 519.7:621.039

A Reliability Model for Safety System-Protected Object Complex with Periodic Testing of Safety System | A.I. Pereguda, D.A. Timashov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 1 illustration. – References, 5 titles.

In this paper an advanced safety system-protected object complex reliability model has been proposed, assuming the safety system has a complex structure. The model can be used to estimate such reliability indices as mean time to failure and probability of failure prior to time t . The proposed model can be easily used for different types of objects like nuclear power plants and others. This model is more computationally efficient than Markov and semi-Markov models especially for large systems.

УДК 621.039.538

Application of the risk analysis for calculating of the integral characteristics of the environmental radioactivity in the areas of Nuclear Power Plants | I.I. Kryshev, E.K. Khandogina, A.Yu. Pakhomov, A.I. Kryshev, K.D. Sanina; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

Methodology and assessments of the integral characteristics of the radioactivity of the atmosphere, water bodies and soil on basis of risk analysis are presented.

УДК 621.039.512

The Peculiarities of Nuclear Reactor Space Kinetic at the Space-Depended Part of Delayed Neutrons | Yu.N. Volkov, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 6 titles.

At this paper the results of qualitative analysis of space reactor kinetics at the space-depended part of delayed neutrons and distributed control system have been represented. The analysis based on one-dimensions, one-group diffusion reactor model with one effective group of delayed neutrons. The possibility and conditions of implementing of averaged part of delayed neutrons for the reactor kinetic analysis are under discussions.

УДК 621.039.51

Neutron Density Probabilistic Characteristics in Nuclear Reactor with Stochastic Disturbance in Medium Properties | A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 23 titles.

A 1-dimensional reactor mathematical model with neutronic and thermal feedbacks and automatic control system is described. This model is used for neutron density statistical properties research in nuclear reactor with stochastic disturbance in medium properties. The results of modeling and statistical analysis of in-core data in RBMK nuclear reactor are given.

УДК 621.039.548

Methodical Peculiarities and Results of Experimental Investigation of the Physical Characteristics of the SM Reactor Converted to New Fuel | A.Yu. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.

The paper presents the results of experimental investigation of changes in physical characteristics of the SM reactor core in the course of its conversion to new fuel with the increased content of U-235 in a fuel rod. The methodical peculiarities of the experiments are described. The functional dependences and values of the temperature and power coefficients of reactivity have been determined as well as the effectiveness and calibration characteristics of the control rods and reactivity effects when reloading the fuel assemblies. The performed micro-runs have been analyzed in terms of the feasibility of the reactor with pilot fuel assemblies. Data have been obtained to introduce changes into the reactor design documents and to revise the safety analysis. Based on the obtained results, the recommendations have been made on the possibility to use the new pilot fuel assemblies as standard ones.

УДК 621.039.52:615.849.1

Subcritical Systems for Neutron Therapy: Simulation Techniques & Performance Criteria | Yu.A. Kurachenko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 3 tables, 7 illustrations. – References, 11 titles.

Simulation techniques based on combined transport codes application to new neutron facilities beams are proposed. «In air» & «in phantom» characteristics of the facilities are optimized for the neutron capture therapy. It is displayed that new facilities provide absolute safety, simplicity of technology and exploiting; they are highly competitive with these existing and designing ones for the neutron capture therapy.

УДК 621.039.553.34

Status of Study on Heat Transfer in Fuel Pin Bundles and Some Problems of Liquid-Metal Cooling | A.V. Zhukov, J.A. Kuzina, A.P. Sorokin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 14 pages, 1 table, 11 illustrations. – References, 28 titles.

Data on heat transfer and temperature fields of fuel pins in triangular and square lattices with liquid-metal cooling are systematized. Necessity of detailed additional studies for square pin lattices is emphasized.

УДК 621.039.51:536.248.2

The generalize of Experimental Data on the Critical Heat Flux in the Clusters with Triangular Disposition of Rods | A.A. Ivashkevitch; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables. – References, 18 titles.

The correlation for the critical heat flux in form $q_{kp} = x_{bx} L_k$ in the uniformly heated clusters with the triangular disposition of the rods is obtained. As compared with the early suggested correlations the proposed correlation generalizes the experimental data in the more broad diapasons of the regime parameters and with smaller standard deviation.

УДК 621.039.58:532.529.5

Experimental Study of Non-equilibrium Thermal-hydraulic Processes in a Passive VVER Core Reflooding System | A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsyganok; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 5 titles.

The paper presents the results of experimental investigations of the interaction between saturated steam and cold water at its flowing out from a vertical tube of the passive VVER core reflooding system from the second-stage hydroaccumulators. A physical model of the process of water outflow into countercurrent saturated steam flow in a vertical blanked-off tube with a variable level has been proposed. The semi-empirical correlation has been obtained for calculating the time of discharge from vertical blanked-off tubes.

УДК 621.039.58:536.423

Experimental Measurement of the Thermal Capacity of the VVER Steam Generator Model in Condensation Mode in the Event of the Beyond Design Basis Accident | A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsyganok, D.S. Kalyakin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 7 illustrations. – References, 4 titles.

The experimental measurement of the thermal capacity of the VVER steam generator model in

condensation mode in the event of the beyond design basis accident has been carried out at the GE2M-PG large-scale facility. The tests were carried out under conditions of natural circulation, both in primary (condensing steam) and in the secondary (boiling water) circuits of the facility at primary circuit steam pressures P_{s1} : 0.21, 0.36, 0.77 MPa. The empirical correlations for prediction of the thermal capacity of heat-exchange apparatus working in the mode of steam condensation from pressure difference between circuits were obtained.

УДК 621.039.53

VVER-1000 Fuel Irradiation in the MIR Reactor under Conditions Simulating II and III Stage of the Design-Basis «Large-leak» Accident | A.V. Alekseev, A.V. Goryachev, V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, V.N. Shulimov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 5 illustrations. – References, 2 titles.

Presented are the testing procedure and results of a VVER-1000 fuel assembly fragment incorporating 19 fuel elements in the MIR reactor channel under conditions of the second and third stage of the «Large Leak» accident. In the experiment the final stage of the accident was simulated which takes place under non-compensatory escape of coolant from the primary cooling circuit as a result of rupture of the pipe having maximum diameter. The main purpose of the test is obtaining data on the cladding deformation of fuel elements with different fuel burnup under the above conditions.

УДК 621.039.7:546

Determination of Radiation Heterogeneity and Damaged Volume of Multiphase Actinide Compositions | A.A. Kozar; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 12 titles.

The quantitative determination of radiation heterogeneity is proposed for multiphase actinide compositions. This parameter gives possibility to compare them radiation stability degree relative to a self-irradiation by heavy charged particles without the detailed description of these systems. The matrixes radiation heterogeneity is determined depending on diameter of included actinide microspheres and microcylinders. The calculation of matrixes damaged volume is made for different concentrations of included actinide microspheres and microcylinders depending on them diameter. It is shown, that increase of actinide phase size enables to increase its contents in a matrix without rise of dose load on a frame.

УДК 621.039.526:621.039.54

Investigation of Properties of Modified Oxides Structured by Nanotechnology | I.S. Kurina, O.V. Serebrennikova, V.N. Rumyantsev, A.M. Dvoryashin; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 17 titles.

Research results on the $\text{PuO}_2\text{-MgO}$ fuel composition with CeO_2 as a PuO_2 simulator are presented. The water nanotechnology for the production of oxide ceramic materials, developed in IPPE, is used for fabrication of powders and pellets. This technology includes obtaining precipitate, consisting of particles of different sizes as well as of nanoparticles, which is further calcinated, pressed and sintered. It results in modifying structure of the sintered pellets. Modified pellets have anomalously high thermal conductivity measured by the axial thermal current method.

УДК 621.039.534

Specificities of Reactor Coolant Pumps Units with Lead and Lead-Bismuth Coolant | A.V. Beznosov, M.A. Anotonenkov, P.A. Bokov, V.S. Baranov, M.C. Kustov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 3 illustrations.

The results of analysis of the impact of specific properties of lead and lead-bismuth coolant in the characteristics of their flow in the flow of the main circulating pumps and auxiliary power units with these coolants. The impossibility of cavitation (in its traditional sense) in a flow of impeller pumps, pumping lead and lead-bismuth coolants. The results of experimental studies discontinuities of the heavy liquid metal coolant and discussed conditions for the occurrence of cavitation in the flow of gas coolant. Is substantiated miscalculation of circulation pumps, pumping lead and lead-bismuth coolants, wetting the walls restricting the flow of traditional methods for water and sodium coolant.

УДК 621.039.534.6:536.24

Experimental Researches of Advanced Mass Exchanger with Solid-Shase Oxygen Source in RESPECT to Tecnology of 44,5%Pb-55,5%Bi|P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin, A.Yu. Legkikh, A.A. Simakov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8pages, 7 illustrations. – References, 6 titles.

Technical implementation of solid-phase method for adjustment of oxygen content in lead alloys coolants, developed by IPPE, is realized by means of specially designed devices – mass exchangers which are a significant component of heavy liquid-metal coolant technology. To date different kinds of the devices had been developed and tested by specialists of SSC RF- IPPE. The paper present results of experimental researches of advanced mass exchanger, an air-operated device, for adjustment of oxygen content in lead-bismuth coolant. Mass exchanger was tested as part of automatic forecast and control system of lead-bismuth coolant state. Tests were carried out on circulating isothermal facility TT-2M (SSC RF-IPPE). The aim of the experiments was to define working efficiency and major features of the developed mass exchanger.

УДК 519.7:621.039

The Dynamic Programming Method Use for the Decommissioning NPP Equipment Dismantling for the Purpose of Irradiation Minimization|F.A. Balushkin, A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, I.B. Tcheblokov, S.Ye. Sheklein, A.G. Chentsov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 17 titles.

The relevance of solving the problem of radioactive equipment dismantling optimization when NPP decommissionning is substantiated. The mathematical analysis of the opportunity to use the dynamic programming method and its advantages for the given problem solving is carried out. The evaluating calculations of the radioactive equipment dismantling optimal sequence, under the precedence conditions too, and the stuff irradiation decrease in comparison with the initial variant are carried out.

УДК 621.039.51

The Macro-Subgroup Simulation of the Fast Reactor Plant| A.A. Bezborodov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 16 titles.

The aim of the paper is considering of the application of the macro-subgroup method for description of neutron cross-sections interactions with media nuclides nuclei in resonance part of energy for physical simulation of the fast reactor plants with non-fertile reflectors.

УДК 621.039.51

Vessel Model with Incondensible Gas|A.A. Kazantsev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 2 illustrations. – References, 12 titles.

For calculations in real time the dynamics of NPP it is necessary to have the point vessel model. The model is executed without use of derivative thermodynamic properties. The presented model describes all operating modes, possesses the raised stability and meets the requirements for calculations as model of real time.

УДК 621.039

Training on fundamentals of protection of the public from threats of radiological emergency|V.A. Kutkov, I.A. Saksaganskiy, V.V. Tkachenko, T.B. Melnitskaya, E.K. Ochkin, V.S. Pirsikiy, V.I. Vaiser, M.Yu. Orlov, N.P. Tkachenko, Yu.S. Trafimov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 2 tables. – References, 35 titles.

Department of Emercom of Russia in Kaluga region and Obninsk University of nuclear power engineering provided training course «Fundamentals of protection of the public from threats of radiological emergency» in 2008. It was the first training course for Russian professionals who are first responders for radiological emergency. The course was conducted with support of International Atomic Energy Agency and uses materials of the Agency in area of emergency preparedness and response for radiological emergencies. This course gives the up-to-date information for organization

of emergency response in the case of radiological emergency and management risk prevention of radiological accident consequences. Its materials were adjusted to capabilities of local Emercom system of emergency response and national framework of public protection defined by Federal law «On Protection of the Public and Territories from Emergency Situations of Natural and Man-made Radiation». Training topics and modern methodological recommendations are useful for actual activities of professionals. The training program consists of 19 lectures, 3 work sessions, and one drill. Loading of course is 72 hours. The participants of training have got the state certificate of raising the level of their skill.

НАШИ АВТОРЫ

Анохин А.Н. – д.т.н., профессор, зав. кафедрой автоматизированных систем управления (АСУ) Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ), член советов Российской, Европейской и Международной эргономических ассоциаций. Окончил Московский инженерно-физический институт (МИФИ) в 1984 г. Область научных интересов: эргономика на атомных станциях, экспертиза человеко-машинных интерфейсов центров управления, эвристические методы системного анализа, представление знаний в системах с искусственным интеллектом. Автор более 100 опубликованных работ.

E-mail: anokhin@iate.obninsk.ru

Асхадуллин Р.Ш. – к.т.н., вед.н. с. лаб. 100 ГНЦ РФ-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ).

Балушкин Ф.А. – аспирант Уральского государственного технического университета – УПИ (УГТУ-УПИ).

Безбородов А.А. – к.ф.-м.н., с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел.: (48439)94522.

Вайзер В.И. – начальник отдела радиационной безопасности и охраны окружающей среды ГНЦ РФ-ФЭИ.

Волков Ю.М. – инженер кафедры «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ (ОиЭ ЯЭУ) ИАТЭ. Тел.: (48439) 7-70-23.

Воропаев А.И. – к.ф.-м.н., вед.н.с. центра технической поддержки ГНЦ РФ- ФЭИ. Тел.: (48439) 9-83-56.

Горячев А.В. – начальник группы отдела реакторного материаловедения ГНЦ НИИАР. Окончил МИФИ в 1979 г. Область научных интересов: исследование твэлов ядерных реакторов

Дворяшин А.М. – руководитель группы ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: исследование морфологии порошков и микроструктуры материалов.

Загребаев А.М. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Математическое обеспечение систем» МИФИ (государственного университета). E-mail: Zagrk533@yandex.ru.

Иванова К.А. – магистр (аспирант) кафедры АСУ ИАТЭ.

Ильченко А.Г. – к.т.н., доцент кафедры АЭС Ивановского государственного энергетического университета (ИГЭУ). Закончил в 1970 г. Ивановский энергетический институт. Область научных интересов: атомная энергетика. Автор 120 и соавтор 120 работ.

Калыгин В.В. – д.т.н., начальник физико-технического отделения ГНЦ НИИАР. Окончил

МИФИ в 1977 г. Область научных интересов: реакторная физика.

Калякин Д.С. – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: безопасность атомных станций с водоохлаждаемыми реакторами. E-mail: puwissitiy@mail.ru.

Киселева И.В. – с.н.с. лаборатории петлевых испытаний ГНЦ НИИАР. Окончила ИАТЭ в 1988 г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Клинов Д.А. – к.т.н., проректор ИАТЭ. Тел.: (48439)33828.

Козарь А.А. – д.т.н., вед.н.с., Учреждение Российской Академии наук Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН. E-mail: kozar@ipc.rssi.ru.

Колесов В.В. – к.ф.-м.н., доцент ИАТЭ. Тел.: (48439)78475.

Краснов Ю.А. – начальник группы криостендов и водяных реакторов отдела ядерной безопасности реакторного исследовательского комплекса ГНЦ НИИАР. Окончил Уральский политехнический институт (УПИ) в 1993 г. Область научных интересов: реакторная физика.

Крышев А.И. – д.б.н., с.н.с. ГУ «НПО «Тайфун».

Крышев И.И. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГУ «НПО «Тайфун».

Курина И.С. – к.т.н., вед.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: разработка технологий изготовления и модификация свойств оксидного топлива.

Кутьков В.А. – к.ф.-м.н., начальник лаборатории РНЦ «Курчатовский институт», член Российской научной комиссии по радиационной защите.

Легких А.Ю. – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ. E-mail: legkih.alex@mail.ru

Лескин С.Т. – д.т.н., заведующий кафедрой ОиЭ ЯЭУ ИАТЭ. Тел.: (48439) 7-70-23.

Магницкий Д.Н. – инженер кафедры АЭС ИГЭУ. Закончил в 1993 г. ИГЭУ. Область научных интересов: атомная энергетика.

Малков А.П. – к.т.н., начальник отдела ядерной безопасности ГНЦ НИИАР. Окончил УПИ в 1986 г. Область научных интересов: реакторная физика, обеспечение ядерной безопасности объектов ядерной энергетики.

Мартынов П.Н. – д.т.н., начальник отдела 15 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Мельницкая Т.Б. – д. псих.н., доцент кафедры «Психология» ИАТЭ.

Морозов А.В. – к.т.н., с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: пассивные системы безопасности АЭС с реактором ВВЭР, процессы

тепло- и массообмена, водородная энергетика.
E-mail: morozovandrey.email@gmail.com.

Насонова В.А. – аспирант кафедры «Математическое обеспечение систем» МИФИ (государственного университета).
E-mail: vnasonova@gmail.com.

Орлов М.Ю. – к.ф.-м.н., вед.н.с. Медицинского радиологического научного центра Российской академии медицинских наук (МРНЦ РАМН).

Очкин Е.К. – преподаватель учебно-методического центра по ГО и ЧС Калужской области.

Пахомов А.Ю. – к.б.н., с.н.с. Института проблем безопасного развития атомной энергетики.

Перегуда А.И. – д.т.н., профессор кафедры компьютерных систем, сетей и технологий ИАТЭ.

Петелин А.Л. – главный инженер реакторного исследовательского комплекса ГНЦ НИИАР. Окончил УПИ в 1985 г. Область научных интересов: обеспечение эффективной и безопасной эксплуатации ядерных реакторов.

Пирский В.С. – преподаватель учебно-методического центра по ГО и ЧС Калужской области.

Плешакова Н.В. – инженер-программист Смоленского учебно-тренировочного центра «Атомтехэнерго». В 2005 г. окончила ИАТЭ, а в 2008 г. – аспирантуру ИАТЭ по специальности «Системный анализ, управление и обработка информации (по энергетике)». Область научных интересов: системный анализ деятельности оперативного персонала блочных щитов управления АЭС в условиях ликвидации аварийных ситуаций, эргономическое обеспечение деятельности операторов. Автор ряда научных работ. E-mail: p_nadina@mail.ru

Ремизов О.В. – к.т.н., с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: безопасность АЭС с реактором ВВЭР, процессы тепло- и массообмена. E-mail: remizov@ippe.ru.

Румянцев В.Н. – к.т.н., вед.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: исследование теплофизических свойств элементов ядерных энергетических установок.

Саксаганский И.А. – заместитель начальника Главного управления МЧС России по Калужской области, член-корреспондент Международной академии экологии, безопасности человека и природы;

Санина К.Д. – м.н.с. ГУ «НПО «Тайфун», закончила ИАТЭ в 2005 г.

Серебренникова О.В. – аспирант, инженер-исследователь ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: исследование свойств порошков и таблеток для ЯЭУ.

Сесекин А.Н. – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой прикладной математики УГТУ-УПИ. E-mail: kpm@mail.ustu.ru.

Симаков А.А. – с.н.с. лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Скиба М.А. – аспирант кафедры АСУ ИАТЭ.

Стогов В.Ю. – с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел.: (48439)95088.

Страхов А.Н. – к.х.н., доцент кафедры АЭС ИГЭУ. Закончил в 1969 г. Ивановский химико-технологический институт. Область научных интересов: безопасность АЭС, радиационная безопасность. Имеет свыше 50 научных работ.

Суслов И.Р. – к.ф.-м.н., вед.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел.: (48439)94571.

Ташлыков О.Л. – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика». Закончил Томский политехнический институт в 1978 г. Область научных интересов: оптимизация ремонтных работ на АЭС, снижение облучаемости ремонтного персонала. E-mail: oleg_lt@rambler.ru

Тимашов Д.А. – аспирант кафедры компьютерных систем, сетей и технологий ИАТЭ.

Ткаченко В.В. – к.т.н., декан факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ.

Ткаченко Н.П. – к.м.н., вед.н.с. МРНЦ РАМН.

Трафимов Ю.С. – старший преподаватель Обнинского филиала Всероссийского института повышения квалификации МВД России.

Фоломеев В.И. – с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел.: (48439)95102.

Хандогина Е.К. – д.б.н., вед.н.с. Института проблем безопасного развития атомной энергетики.

Цыганок А.А. – к.т.н., вед.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: безопасность АЭС с реактором ВВЭР, процессы тепло- и массообмена. E-mail: ldv@ippe.ru.

Чеблоков И.Б. – аспирант УГТУ-УПИ.

Ченцов А.Г. – д.ф.-м.н., профессор, член-корреспондент РАН, заведующий отделом Института математики и механики УрО РАН. E-mail: chentsov@imm.uran.ru.

Чепурко В.А. – к.ф.-м.н., доцент кафедры АСУ ИАТЭ. Окончил ИАТЭ в 1991 г. Область научных интересов: математическая статистика – разработка и исследование методов оценивания и проверки гипотез при наличии неопределенности в исходной информации; математическая теория надежности – разработка и исследование методов решения классических задач надежности в изменяющихся с течением времени условиях эксплуатации.

E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

Шулимов В.Н. – к.т.н., вед.н.с. лаборатории петлевых испытаний ОАО «ГНЦ НИИАР». Окончил Московский энергетический институт в 1962 г.

Щекlein C.E. – д.т.н., профессор УГТУ-УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика». E-mail: aes@mail.ustu.ru.

OUR AUTHORS

Alekseev A.V. – senior researcher of loop test laboratory of the Joint Stock Company «State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors» (JSC «SSC RIAR»). Graduated from the Tomsk Polytechnical Institute in 1975. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors

Anokhin A.N. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Head of the Department of Computer-Aided Control Systems in the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering (INPE), Council member of Russian, European and International ergonomics associations, graduated from the Moscow Engineering Physics Institute (MEPhI) in 1984. Scientific interests: ergonomics for nuclear power plants, assessment of human-machine interface at control centers, heuristic methods of system analysis, representation of knowledge in artificial intelligence systems. More than 100 publications. E-mail: anokhin@iate.obninsk.ru

Askhadullin R.Sh. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

Balushkin F.A. – post-graduate student of the Ural State Technical University – Ural Politechnical Institute (USTU-UPI).

Bezborodov A.A. – Cand.Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE). Tel.: (48439)94522.

Chentsov A.G. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, corresponding member of RAS, head of department of the Institute of mathematics and mechanics RAS.

Chepurko V.A. – Cand. Csi. (Phys.-Math.), Assistant professor of the Department of Computer-Aided Control Systems in the INPE, graduated from the INPE in 1991. Scientific interests: mathematical statistics – research and development of the methods for estimation and test of hypothesis under uncertainty of source information; mathematical theory of reliability – research and development of the methods for solving of classical problem of reliability theory under changing operational conditions.

E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

Dvoryashin A.M. – head of group of SSC RF-IPPE laboratory. Scientific interests: research into powder morphology and microstructure of materials.

Folomeev V.I. – senior researcher of the SSC RF-IPPE. Tel.: (48439)95102.

Goryachev A.V. – group leader of reactor materials department of the JSC «SSC RIAR». Gra-

duated from the MEPhI in 1979. Scientific interests: investigation of nuclear reactor fuel rods

Ilchenko A.G. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the Nuclear Power Plant department of the Ivanovo State Power University. Graduated from the Ivanovo Power Institute in 1970. Scientific interests: nuclear power engineering.

Ivanova K.A. – master-course student (post-graduate student) at the Automated Control Systems Department, Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering.

Kalyakin D.S. – post-graduate student of the of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: safety of nuclear power plants with water cooled reactors. E-mail: puwissitiy@mail.ru.

Kalygin V.V. – Dr. Sci. (Engineering), head of the physical-technical department of the JSC «SSC RIAR». Graduated from MEPhI in 1977. Scientific interests: Reactor Physics.

Khandogina E.K. – Dr. Sci. (Biol.), leading researcher at the Nuclear Safety Institute IBRAE.

Kiseleva I.V. – senior researcher of the loop test laboratory of the JSC «SSC RIAR». Graduated from the INPE in 1988. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors

Klinov D.A. – Cand.Sci. (Engineering), Vice-Rector of the INPE. Tel.: (48439)33828.

Kolesov V.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Assistant professor of the INPE. Tel.: (48439)78475.

Kozar A.A. – Dr. Sci. (Engineering), leading researcher of the Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry of RAS. E-mail: kozar@ipc.rssi.ru.

Krasnov Yu.A. – Head of Critical Assemblies &Water-Cooled Reactors Group, Nuclear Safety Department, Research Reactor Complex of the JSC «SSC RIAR». Graduated from the Urals Polytechnic Institute in 1993. Scientific interests – reactor physics.

Kryshev A.I. – Dr. Sci. (Biol.), senior researcher at the State Institution Research Production Association «Typhoon».

Kryshev I.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, major researcher at the State Institution Research Production Association «Typhoon».

Kurina I.S. – Cand. Sci. (Engineering), leading scientist of SSC RF-IPPE. Scientific interests: research and development of modified oxide fuels.

Kutkov V.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Laboratory chief, Russian Research Center «Kurchatov Institute».

Kuzina J.A. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE.

Legkikh A.Yu. – post-graduated student of the SSC RF-IPPE.

Leskin S.T. – Dr.Sci. (Engineering), Head of the NPP Equipment and Operation department of the INPE. Tel.: +7(48439) 7-70-23.

Magnitsky D.N. – engineer of the Nuclear Power Plant department of the Ivanovo State Power University. Graduated from the Ivanovo State Power University in 1993. Scientific interests: nuclear power engineering.

Malkov A.P. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Nuclear Safety Department, JSC «SSC RIAR». Graduated from the Urals Polytechnic Institute in 1986. Scientific interests: reactor physics, provision of nuclear safety for objects of nuclear power engineering.

Martynov P.N. – Dr. Csi. (Engineering), Head of department 15 of the SSC RF-IPPE.

Melnitskaya T.B. – Dr. Sci. (Psykh.), Assistant Professor of the INPE.

Morozov A.V. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: passive safety systems of NPP with VVER, processes of heat and mass transfer, hydrogen energy.

E-mail: morozovandrey.email@gmail.com.

Nasonova V.A. – post-graduated student of department «Mathematical maintenance of systems» of the MEPhI. (State University).

Ochkin E.K. – Lecturer, Training Centre of Civil Defence and Emercom in Kaluga region

Orlov M.Yu. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher, Medical Radiological Research Centre of RAMS.

Pakhomov A.Yu. – Cand. Sci. (Biol), senior researcher at the Nuclear Safety Institute IBRAE.

Pereguda A.I. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of Computer Network Technologies department of the INPE.

Petelin A.L. – Chief Engineer of Research Reactor Complex, JSC «SSC RIAR». Graduated from the Urals Polytechnic Institute in 1985. Scientific interests: provision of more safe and efficient operation of nuclear reactors.

Pirskiy V.S. – Lecturer, Training Centre of Civil Defence and Emercom in Kaluga region

Pleshakova N.V. – engineer-programmer of Smolensk training center «Atomtechenergo», graduated from INPE in 2005 and from INPE post-graduate research course in System analysis, Control theory and Data Processing (for power engineering) in 2008. Scientific interests: system analysis of NPP main control room team members performance under abnormal situations, ergonomics support of operator activity. E-mail: p_nadina@mail.ru

Remizov O.V. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: safety of NPP with VVER reactor, processes of heat and mass transfer.

E-mail: remizov@ippe.ru.

Rumyantsev V.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading scientist of SSC RF-IPPE. Scientific interests: research into heat-physical properties of elements of nuclear power plants.

Saksaganskiy I.A. – Deputy chief of Department of Emercom of Russia in Kaluga region

Sanina K.D. – junior researcher at the State Institution Research Production Association «Typhoon», graduated from the INPE in 2005.

Serebrennikova O.V. – postgraduate student, research engineer of SSC RF-IPPE. Scientific interests: research into properties of powders and pellets for nuclear power plants.

Sesekin A.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, head of department of applied mathematics of the Ural state technical university – UPI . E-mail: kpm@mail.ustu.ru.

Sheklein S.Ye. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Ural State Technical University – Ural Polytechnical Institute, head of the «Nuclear Industry» department.

Shulimov V.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of loop test laboratory of the JSC «SSC RIAR». Graduated from the Moscow Power Engineering Institute in 1962. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors.

Simakov A.A. – senior researcher of the SSC RF-IPPE.

Skiba M.A. – master-course student (post-graduate student) at the Automated Control Systems Department, Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering.

Sorokin A.P. – Dr. Sci. (Engineering), head of department of the SSC RF-IPPE.

Stogov V.Yu. – senior researcher of the SSC RF-IPPE. Tel.: (48439)95088.

Strakhov A.N. – Cand. Sci. (Chem.), Associate professor of the Nuclear Power Plant department of the Ivanovo State Power University. Graduated from the Ivanovo Chemistry and Technology Institute in 1969. Scientific interests: NPP safety, radiation safety.

Suslov I.R. – Cand.Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

Tel.: (48439)94571.

Tashlykov O.L. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the department «Nuclear Industry». Graduated from the Tomsk Polytechnical Institute in 1978. Scientific interests: maintenance NPP optimization, personnel irradiation decrease.

Tcheblokov I.B. – post-graduate student of USTU-UPI.

Timashov D.A. – post-graduated student of Computer Network Technologies department of the INPE.

Tkachenko N.P. – Cand. Sci. (Med.), leading researcher of the Medical Radiological Research Centre of RAMS.

Tkachenko V.V. – Cand. Sci. (Engineering), Dean of In-Servies Training Department of the INPE.

Trafimov Yu.S.- lecturer of the Obninsk Branch of In-Servies Training Institute, Ministry of Interior of Russia.

Tsyganok A.A. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: safety of NPP with VVER reactor, processes of heat and mass transfer.

E-mail: ldv@ippe.ru

Vaiser V.I. – Chief of Department, Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk

Volkov Y.M. – engineer of NPP Equipment and Operation department of the INPE.

Voropaev A.I. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Leading researcher of the Technical Support Center in Institute of Physics and Power Engineering (IPPE).

Zagrebayev A.M. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of department «Mathematical maintenance of systems» of the MEPhI (State University).

E-mail: Zagrk533@yandex.ru.

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

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2009 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Н.Н. Ошканов, П.П. Говоров	
Жидкометаллический реактор БН-600 – основные особенности и опыт эксплуатации	2
А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко	
Использование опыта Белоярской АЭС в области ядерного перегрева при создании ядерных реакторов нового поколения с повышенными и сверхкритическими параметрами теплоносителя	2

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В.И. Велькин, Д.С. Комоза, А.Ю. Крутиков, В.В. Хныкина	
Микропроцессорный блок управления комплексным диагностическим стендом для исследований вибраций трубопроводов АЭС	1
А.М. Загребаев, И.В. Ожегин	
Разработка автоматизированной системы по обнаружению тепловыделяющей сборки с негерметичным тепловыделяющим элементом	1
А.В. Некрасов, К.Н. Прокуряков	
Методы и средства управления ресурсом основного оборудования на АЭС	1
В.К. Семенов, Д.С. Румянцев	
Разработка электронного паспорта прогноза состояния трубчатки парогенератора АЭС с ВВЭР	1
Е.Ю. Баданин, В.А. Дрозденко	
Диагностика и анализ вибрационного состояния ГЦН энергоблока БН-600	2
Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков	
Опытная эксплуатация комплекса программ обоснования безопасной эксплуатации реактора БН-600 в динамических режимах JOKER 2	
А.И. Бельтиков, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко	
Вибраакустический метод определения местоположения течи бассейнов выдержки отработавшего ядерного топлива АЭС	2
В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум	
Опыт применения на БН-600 методов безмонтажной проверки и диагностики измерительных каналов системы внутриреакторного контроля температуры теплоносителя	2
А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, Ю.В. Носов, А.П. Караваев	
Методика определения дефектного модуля при появлении течи в секционном парогенераторе ПГН-200М	2
А.В. Антонов, Н.Г. Зюляева, В.А. Чепурко, А.Я. Белоусов, В.В. Таратунин	
Статистический анализ эксплуатационной надежности электронасосных агрегатов ЦН 60-180 реакторов ВВЭР-1000 методами ядерного оценивания	3
Ю.М. Волков, А.И. Воропаев, С.Т. Лескин	
Система поддержки управления противоаварийными действиями для АЭС с реактором типа БН	3
Е.А. Кочеткова, В.В. Лешков, В.П. Корнилов, С.Г. Калякин, А.В. Дробышев, С.Н. Скоморохова, С.В. Богданов	
Электрокондуктометрические газоанализаторы водорода: многолетний опыт эксплуатации	3
А.О. Скоморохов, А.В. Нахабов, П.А. Белоусов	
Автоматизированный анализ результатов радиографического контроля сварных соединений на АЭС	3

С.В. Соколов

Оценка остаточного ресурса подсистем СУЗ реактора РБМК-1000 первого блока Смоленской АЭС	3
<i>А.И.Трофимов, С.И.Минин, В.Н.Дементьев, М.А.Трофимов, А.И.Осипов</i>	
Ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов и оборудования АЭС	3
<i>А.Н. Анохин, Н.В. Плещакова, В.А.Чепурко</i>	
Системный анализ устной коммуникации между операторами БЩУ АЭС в аварийных ситуациях	4
<i>С.В. Богданов, С.Н. Бережной, А.А. Лагутин, В.М. Шелеметьев</i>	
Некоторые аспекты использования датчика кислорода в аварийных режимах АЭС	4
<i>Ю.М. Волков, А.И. Воропаев, С.Т. Лескин</i>	
Адаптация типовой методики анализа аварийных ситуаций для реакторов типа БН	4
<i>К.А. Иванова, М.А. Скиба, В.А.Чепурко</i>	
Метод оценки показателей надежности систем на АЭС в условиях неоднородного потока отказов	4
<i>А.Г. Ильченко, А.Н. Страхов, Д.Н. Магницкий</i>	
Пассивная система аварийного питания парогенераторов АЭС с пароводяным инжектором	4
<i>А.И. Перегуда, Д.А.Тимашов</i>	
Вероятностный анализ показателей надежности подсистемы СУЗ с учетом периодического контроля исправности	4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>С.Ю. Синовец, С.В. Пяткова, Г.В. Козьмин</i>	
Экспериментальное обоснование использования аллиум-теста в радиоэкологическом мониторинге	1
<i>А.В. Ладейщиков, А.В. Шонохов</i>	
Радиационная безопасность населения и окружающей среды в районе расположения Белоярской АЭС	2
<i>С.В. Пяткова, С.А. Герасыкин, А.Н. Васильева, Г.В. Козьмин, Н.Н. Лянной</i>	
Особенности использования allium-теста для оценки токсичности образцов воды и почвы с радиоактивно загрязненных территорий	3
<i>А.С. Шилина, В.К. Милинчук</i>	
Исследование сорбционных свойств термостойкого алюмосиликатного сорбента	3
<i>И.И. Крышев, Е.К. Хандогина, А.Ю. Пахомов, А.И. Крышев, К.Д. Санина</i>	
Использование анализа риска для определения интегральных показателей радиационного состояния окружающей среды в районах размещения АЭС	4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>П.Е. Каплар, И.С. Лисицын, П.В. Марков, Н.А. Марчихина</i>	
Разработка расчетной модели и анализ некоторых переходных процессов в РУ КЛТ-40С с использованием кода SERPENT	1
<i>А.Л. Черезов, Н.В. Щукин</i>	
Модуль пространственной нейтронной кинетики программного комплекса РОСА	1
<i>Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков</i>	
Формирование модели активной зоны реактора БН-600 из топливного архива ГЕФЕСТ для программы SYNTES	2
<i>В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков, И.А. Чернов</i>	
Расчетное сопровождение реакторных испытаний экспериментальных сборок для наработки аргона-37	2
<i>В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский, Ю.С. Хомяков</i>	
Дополнительный метод определения прогнозного положения РО КС1-18 реактора БН-600 Белоярской АЭС в критическом состоянии	2
<i>А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов</i>	
Учет мощностного эффекта реактивности при определении эффективности РО СУЗ реактора БН-600 Белоярской АЭС	2

А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов

Использование импульсного канала контроля реактивности при проведении
нейтронно-физических измерений на реакторе БН-600 Белоярской АЭС 2

А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов

Упрощенная методика расчета основных физических характеристик отработавших
европиевых стержней СУЗ реактора БН-600 2

Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, Ю.В. Носов, М.Т. Теличко, А.П. Южаков, И.С. Поморцев

Система регистрации положения РО СУЗ без использования сельсинов 2

А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, И.С. Купцов, А.Ю. Конобеев, А.Ю. Станковский

Справочно-информационный интерактивный комплекс подготовки и верификации

ядерно-физических данных в высокогенергетической области 3

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук

О применении теории возмущений к анализу импульсно-периодических решений

в задачах реакторной динамики 3

В.Н. Кононов, А.В. Коробейников, В.В. Коробейников, О.Е. Кононов, Н.А. Соловьев

Использование функций влияния при оптимизации пучков нейтронов

для целей нейтронной терапии 3

Ю.А. Коровин, А.А. Наталенко, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Конобеев, А.Ю. Станковский, А.В. Тихоненко

Библиотека протонных активационных ядерных данных НЕРАД-2008 3

В.И. Королев

Обобщающий эксплуатационно-конструктивный параметр для водо-водяных

реакторов 3

А.В. Левченко, В.А. Баршевцев, Ю.А. Казанский

Выбор топливной композиции для специализированного медицинского реактора 3

Мин Мин Со, В.И. Наумов

Исследование возможностей профилирования энерговыделения за счет радиальных

перестановок ТВС в реакторах типа CANDU 3

Ю.Н. Волков, В.И. Наумов

Особенности пространственной кинетики ядерных реакторов при пространственной

зависимости доли запаздывающих нейтронов 4

А.М. Загребаев, В.А. Насонова

Вероятностные характеристики плотности потока нейтронов в ядерном реакторе

при случайных возмущениях в свойствах среды 4

Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин

Методические особенности и результаты экспериментальных исследований

физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо 4

Ю.А. Кураченко

Подкритические системы для нейтронной терапии: расчетные технологии

и характеристики пучков 4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.Ю. Федоровский, М.А. Скачек

Самозахоронение высокоактивных радиоактивных отходов 1

В.А. Юферева, А.Н. Шмелев

Исследование уровня нейтронного фона в ядерных материалах за счет (α, n)-реакций

на легких элементах 1

М.В. Баканов, А.В. Ненахов, В.В. Чуев, И.С. Дудниченко, О.Н. Леликов

Контроль работоспособности реакторных сборок после эксплуатации в активных зонах

БН-600. 1. Вторая модернизация оборудования «горячей» камеры 2

В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков

Расчетное обоснование безопасного послереакторного обращения с элементами активной
зоны реактора БН-600 2

С.В. Забродская, А.Л. Кочетков, А.В. Мусеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, Е.Ф. Селезнев, В.П.

Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.Ф. Росляков

Анализ остаточного тепловыделения ТВС БН-600 3

А.В. Алексеев, А.В. Горячев, В.В. Калыгин, И.В. Киселева, В.Н. Шулымов

Испытания в реакторе мир топлива ВВЭР-1000 в условиях, моделирующих II
и III стадии проектной аварии «Большая течь» 4

А.А. Козарь

Определение радиационной гетерогенности и поврежденного объема многофазных

актиноидных композиций 4

И.С. Курина, О.В. Серебренникова, В.Н. Румянцев, А.М. Дворяшин

Исследование свойств модифицированных оксидов, структурируемых с помощью

нанотехнологии 4

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.Н. Ершов, М.А. Легчанов, Д.А. Нырков, Д.Н. Солнцев,

А.Е. Хробостов

Экспериментальные исследования эффективности перемешивания теплоносителя

в обоснование выбора оптимальной конструкции ТВСА для внедрения

в реакторы типа ВВЭР 1

А.А. Казанцев В.В. Сергеев, В.И. Белозеров, А.Ю. Ефремов

Моделирование переходных процессов для реактора ВВЭР-1000 1

С.В. Богатов, В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум

Исследование температурного режима отработавших ТВС реакторов первой очереди

Белоярской АЭС в условиях «сухого» хранения 2

С.В. Богатов, М.Г. Киреев

Методика и результаты эксплуатационных расчетов температуры топлива

в твэлах ТВС реактора БН-600 2

Н.Н. Давиденко, А.С. Корсун, Ю.А. Маслов, И.Г. Меринов, В.С. Харитонов, Б.Е. Шумский

Моделирование трехмерных теплогидравлических процессов в активной зоне ВВЭР

с помощью программного комплекса ТРЕТОН 3

В.Н. Дельнов, Ю.Д. Левченко, С.Ф. Шепелев

Метод суперпозиции при моделировании температурного поля в теплообменных

устройствах полем концентраций трассера 3

Б.В. Кебадзе, А.Н. Опанасенко, В.А. Шурупов, М.С. Тимченко

Корреляционный измеритель малых скоростей теплоносителя 3

В.А. Климова, В.М. Пахалев, С.Е. Щеклеин

Особенности гидродинамики и теплообмена шаровых твэлов при радиальном течении

теплоносителя 3

П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Симаков, В.С. Ланских, М.Е. Чернов, А.Ю. Легких,

Р.П. Садовничий

Автоматическая система управления термодинамической активностью кислорода в

свинцово-висмутовом теплоносителе 3

А.В. Саенко, А.В. Тихоненко

Реализация многофакторных моделей теплопроводности в многослойном устройстве со

сферическими твэлами 3

В.В. Худаско

Теплогидравлический расчет парогенераторов натрий-вода при вырезке и глушении

парогенерирующих труб 3

Ю.С. Юрьев, И.Т. Афанасьева

О необходимой точности определения свойств жидкокометаллических теплоносителей,

применимых при расчете реакторов типа БН 3

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин

Систематизация исследований теплообмена в сборках твэлов и некоторые задачи

жидкокометаллического охлаждения 4

А.А. Ивашкевич

Обобщение опытных данных по критическим тепловым потокам в пучках

с треугольным расположением стержней 4

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок

Экспериментальное исследование неравновесных теплогидравлических процессов в

системе пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР 4

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин
Экспериментальное измерение тепловой мощности модели парогенератора реактора
ВВЭР в конденсационном режиме в случае запроектной аварии 4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.Г. Горюнов, Ю.А. Чурсин, К.В. Тураев	1
Система управления экстракционной колонной	1
А.А. Мухлынин, В.И. Слободчук	
Расчет главного разъема ГЦНА-1391 в разных режимах работы	1
Е.Ю. Баданин, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко	
Особенности вибрационного состояния насосных агрегатов ГЦН энергоблока БН-600 в условиях двухпетлевого режима работы	2
П.П. Говоров, И.М. Крысантьев, А.М. Тучков	
Визуализация базы данных о нарушениях нормальной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС	2
В.В. Денисов, М.Д. Лякишева, В.И. Карсонов, Н.Б. Трунов	
Опыт работ ОКБ «Гидропресс» по продлению срока службы ПГ АЭС БН-600 и задачи разработки ПГ для новых энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах	2
Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Карпенко, А.А. Кузнецов	
Анализ динамики поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов энергоблока БН-600	2
М.Т. Теличко, П.П. Говоров, И.С. Поморцев	
Разработка схемы цифровой регистрации скорости вращения главных циркуляционных насосов второго контура энергоблока БН-600	2
А.В. Безносов, М.А. Антоненков, П.А. Боков, В.С. Баранова, М.С. Кустов	
Специфика циркуляционных насосов реакторных контуров со свинцовым и свинец-висмутовым теплоносителями	4
П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.Ю. Легких, А.А. Симаков	
Экспериментальные исследования усовершенствованного массообменного аппарата с твердофазным источником кислорода применительно к технологии теплоносителя 44,5%Pb-55,5%Bi	4

СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ

Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов, Е.А. Винивитин	
Выполнение программ вывода из эксплуатации энергоблоков № 1 и № 2 Белоярской АЭС	2
О.Л. Ташлыков, А.Н. Сесекин, С.Е. Щеклеин, А.Г. Чеченцов	
Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования	2

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

А.В. Абдуллаева, Н.Н. Ошканов	
Прогнозирование профессиональной успешности при отборе кандидатов в резерв на руководящие должности	2
А.И. Карпенко, Ю.А. Махаев	
Концепция компьютерной системы поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС. Организация и безопасность	2
А.И. Карпенко, Ю.А. Махаев	
Основные модули компьютерной системы поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС. Назначение, описание, реализация	2
В.А. Кутыков, И.А. Саксаганский, В.В. Ткаченко, Т.Б. Мельницкая, Е.К. Очкун, В.С. Пирский, В.И. Вайзер, М.Ю. Орлов, Н.П. Ткаченко, Ю.С. Трафимов	
Обучение основам защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации	4

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

*В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Н.М. Митрофанова,
А.В. Целищев, И.А. Шкабура*

Конструкционные материалы активных зон российских быстрых реакторов.

Состояние и перспективы 2

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

К.Н. Проскуряков, Д.А. Паршин

Скорость распространения волн давления в технологических каналах реактора

РБМК-1000 1

А.А. Казанцев

Модель ступени турбины 3

В.И. Королев

Математическая модель процессов в отсеченном негерметичном парогенераторе

в составе действующей судовой реакторной установки 3

Ф.А. Балушкин, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, И.Б. Чеблоков, С.Е. Щеклеин, А.Г. Ченцов

Использование метода динамического программирования для оптимизации

демонтажа оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации,

с целью минимизации облучения 4

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

Макроподгрупповое моделирование реакторной установки на быстрых нейтронах 4

А.А. Казанцев

Модель бака с неконденсирующимся газом 4

К ЗАЩИТЕ ДИССЕРТАЦИЙ

Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, М.Ю. Канышев, С.Л. Лычаков, С.Н. Слынев

Результаты разработки методов экспертного опроса и оценки с их помощью

показателей надежности персонала энергоблока АС при действиях в переходных

и аварийных режимах 1

А.В. Игитов, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

Задача оптимизации уровня для обнаружения разладки в наблюдаемом

случайном процессе 1

В.А. Климова, В.М. Пахалуев, С.Е. Щеклеин

Особенности гидродинамики и теплообмена шаровых твэлов при радиальном

течении теплоносителя 1

И.В. Шаманин, А.В. Годовых, П.А. Селезнев

Особенности резонансного поглощения нейтронов в торий-содержащих

размножающих системах, вызванные изменением отношения объемов

замедлителя и топлива 1

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ

М.Н. Арнольдов, Ф.А. Козлов, Ю.В. Фролов

В.И. Субботин: страницы жизни и деятельности 4

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2009

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

N.N. Oshkanov, P.P. Govorov

BN-600 Liquid Metal Reactor - Main Features and Operating Experience 2

A.A. Petrov, A.A. Romenkov, O.A. Yarmolenko

Utilization of the Beloyarsk NPPs Experience in the Field of the Nuclear Superheating

when Developing the Nuclear Reactors of the New Generation with the Increased
and Supercritical Parameters of Coolant 2

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

V.I. Velkin, D.S. Komoza, A.Y. Krutikov, V.V. Khnikina

The Microprocessor Unit Controlling the Complex Diagnostic Test Bench for Vibration

Examination of Pipelines of Nuclear Power Plants 1

A.M. Zagrebayev, I.V. Oghegin

Development of Automatic System by Expose Fuel Channel with Non-Hermetic Assemblies 1

A.V. Nekrasov, K.N. Proskurjakov

Methods and Control Facilities the Resource of the Capital Equipment

on the Nuclear Power Plant 1

V.K. Semenov, D.S. Rumyancev

Designing of Electronic Passport for Forecast of Condition of the Pipe-Heater

Steam Generator 1

E.Yu. Badanin, V.A. Drozdenko

On-line Failure Diagnosis and Vibration Reliability of the BN-600 Power Unit Primary

and Secondary Sodium Pmps 2

E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov

Trial Use of the JOKER Software Package for the Justification of the Safe BN-600

Reactor Operation under Transients 2

A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko

Vibroacoustic Methods of the Location of the Leak of the Irradiated Fuel

Cooling Ponds 2

V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum

Experience of Utilization at BN-600 of the Methods of the Check and Failure Diagnosis

of the Measurement Circuits of the In-Reactor Coolant Temperature Monitoring

without their Dismantling 2

A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, Yu.V. Nosov, A.P. Karavaev

Methodology of the Location of the Failed Stage during the Development

of the Water-Sodium Reaction in the Modular Steam Generator named PGN-200M 2

A.V. Antonov, V.A. Chepurko, N.G. Zulyaeva, A.Y. Belousov, V.V. Taratunin

Operational Reliability Statistical Analysis of Reactors VVER-1000 Electropump

Units CN 60-180 by Kernel Estimation Methods 3

Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin

Support System of Emergency Actions Management for the NPP with a BN-Type Reactor 3

E.A. Kochetkova, V.V. Leshkov, V.P. Kornilov, S.G. Kalyakin, A.V. Drobishev, S.N. Skomorokhova,

S.V. Bogdanov

Elektrokonduktometric Gs-Analyzers of Hydrogen: Long-Term Operating Experience 3

A.O. Skomorokhov, A.V. Nakhabov, P.A. Belousov

Automated Result Analysis in Radiographic Testing of NPPs' Welded Joints 3

S.V. Sokolov

The Residual Lifetime Estimation for the RBMK-1000 PCS of the Smolensk NPP's

First Power Unit 3

A.I. Trofimov, S.I. Minin, V.N. Dementev, M.A. Trofimov, A.I. Osipov Ultrasonic Method of Removal of Residual Pressure in Welded Connections of Circulating Pipelines and the Atomic Power Station Equipment	3
A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova, V.A. Chepurko System Analysis of Verbal Communication between NPP Main Control Room Operators during Abnormal Situations	4
S.V. Bogdanov, S.N. Berezhnoy, S.G. Kalyakin, A.A. Lukyanov Single Module of Hydrogen Monitoring System within NPP Containment	4
Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin Adaptation of Standard Emergency Analysis Approach for BN-Type Reactors	4
K.A. Ivanova, M.A. Skiba, V.A. Chepurko Method of Reliability Indices of Systems of the Nuclear Power Station Assessment in a Non-Homogeneous Failure Flow	4
A.G. Ilchenko, A.N. Strakhov, D.N. Magnitsky Passive system with steam-water injector for emergency supply of steam generators of the NPP	4
A.I. Pereguda, D.A. Timashov A Reliability Model for Safety System-Protected Object Complex with Periodic Testing of Safety System	4

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

S.Y. Sinovets, S.V. Pyatkova, G.V. Kozmin Ecological bases of Application the Allium-Test in Ecological Monitoring	1
A.V. Ladeishchikov, A.V. Shonokhov Radiation Safety of the General Public and Environment in the Area of the Beloyarsk NPP Site	2
S.V. Pyatkova, S.A. Geraskin, A.N. Vasileva, G.V. Kozmin, N.N. Lyannoy Use of Allium-test for Toxicity Assessment of Water and Soil Sampled from Radioactively Contaminated Sites	3
A.S. Shilina, V.K. Milunchuk The Sorption Properties of the Thermal Resistant Amorphous Alum Silicate Adsorbent	3
I.I. Kryshev, E.K. Khandogina, A.Yu. Pakhomov, A.I. Kryshev, K.D. Sanina Application of the risk analysis for calculating of the integral characteristics of the environmental radioactivity in the areas of Nuclear Power Plants	4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

P.E. Kaplar, I.S. Lisitsin, P.V. Markov, N.A. Marchikhina Development of Calculation Model and Analysis of Some Transition Processes in KLT-40S Reactor with SERPENT Code	1
A.L. Cherezov, N.V. Shchukin Spatial Neutron Kinetic Module of ROSA Code	1
E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov Forming the Model of the BN-600 Reactor Core using the Hephaestus Fuel Archive for the SYNTES Code	2
V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov Support by Calculation to the Reactor Testing of the Test Sub-Assemblies for Production of Argon-37	2
V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky, Yu.S. Khomyakov Additional Method of the Determination of the Anticipated Position of Shimming Rod KS1-18 of the BN-600 Reactor of the Beloyarsk NPP under the Critical Conditions	2
A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov Determination of the Worth of the Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Control Rods taking into account the Power Reactivity Effect 2	
A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov Use of the Pulse Circuit of the Reactivity Monitoring during the Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Neutron Measurements	2

<i>A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i>	
Simplified Methodology of the Calculation of the Physical Characteristics of the Irradiated BN-600 Reactor Europium Control Rods	2
<i>N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, Yu.V. Nosov, M.T. Telichko, A.P. Yuzhakov, I.S. Pomortsev</i>	
The System of the Recording of the Position of the Control Rods without the use of the Selsyns	2
<i>A.A. Angrianov, Yu.A. Korovin, I.S. Kuptsov, A.Yu. Konobeev, A.Yu. Stankovskiy</i>	
Information Interactive System for Preparation and Verification Nuclear Data in the High-Energy Range	3
<i>A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk</i>	
On Use of Perturbation Theory for Analysis of Periodic Pulsed Solutions in Problems of Reactor Dynamics	3
<i>A.V. Korobeynikov, V.P. Ginkin</i>	
Calculation Study of Neutron-Physics Material Characteristics for Therapy Beams Forming	3
<i>Yu.A. Korovin, A.A. Natalenko, G.B. Pilnov, A.Yu. Konobeyev, A.Yu. Stankovskiy, A.V. Tikhonenko</i>	
High Energy Proton Activation Data Library (HEPAD-2008)	3
<i>V.I. Korolev</i>	
Generalizing Operational-Constructive Criterion for Water-Water Reactors	3
<i>A.V. Levchenko, V.A. Barshtevsev, Y.A. Kazansky</i>	
Choice of the Fuel Composition for the Special Medical Reactor	3
<i>Min Min Soe, V.I. Naumov</i>	
Possibility Research of Profiling of Energy-Release by Radial Transposition of Fuel in the CANDU Type Reactors	3
<i>Yu.N. Volkov, V.I. Naumov</i>	
The Peculiarities of Nuclear Reactor Space Kinetic at the Space-Depended Part of Delayed Neutrons	4
<i>A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova</i>	
Neutron Density Probabilistic Characteristics in Nuclear Reactor with Stochastic Disturbance in Medium Properties	4
<i>A.Yu. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin</i>	
Methodical Peculiarities and Results of Experimental Investigation of the Physical Characteristics of the SM Reactor Converted to New Fuel	4
<i>Yu.A. Kurachenko</i>	
Subcritical Systems for Neutron Therapy: Simulation Techniques & Performance Criteria	4
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	
<i>A.Y. Fedorovskiy, M.A. Skachek</i>	
Selfdisposal of High Level Radioactive Waste	1
<i>V.A. Yufereva, A.N. Shmelev</i>	
Investigation of Nuclear Materials Neutron Background from (a, n)-Reactions with Light Elements	1
<i>M.V. Bakanov, A.V. Nenakhov, V.V. Chuev, I.S. Dudnichenko, O.N. Lelikov</i>	
Verification of the Operability of the Reactor Sub-Assemblies after Operation in the BN-600 Cores. The Second Modification of the Equipment of the Hot Cell	2
<i>V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov</i>	
Justification by Calculation of the Safe Post Irradiation Handling of the BN-600 Reactor Core Components	2
<i>S.V. Zabrodskaya, A.L. Kochetkov, A.V. Moiseev, M.Yu. Semenov, Yu.S. Khomyakov, E.F. Seleznov, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.F. Rostliakov</i>	
Analisis of Decay Heat at BN-600 Assemblies	3
<i>A.V. Alekseev, A.V. Goryachev, V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, V.N. Shulimov</i>	
VVER-1000 Fuel Irradiation in the MIR Reactor under Conditions Simulating II and III Stage of the Design-Basis «Large-leak» Accident	4
<i>A.A. Kozar</i>	
Determination of Radiation Heterogeneity and Damaged Volume of Multiphase Actinide Compositions	4

I.S. Kurina, O.V. Serebrenikova, V.N. Rumyantsev, A.M. Dvoryashin
Investigation of Properties of Modified Oxides Structured by Nanotechnology 4

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

S.M. Dmitriev, S.S. Borodin, A.N. Ershov, M.A. Legchanov, D.A. Nyrkov, D.N. Solncev, A.E. Khrobostov Experimental Investigations of Efficiency of Heat-Carrier Flow Mixing for Choosing the Optimal Design of Alternative Fuel Assemblies of Reactors VVER 1
A.A. Kazantsev, V.V. Sergeev, V.I. Belozerov, A.Yu. Efremov Simulation of Dynamic Processes for VVER-1000 Reactor 1
S.V. Bogatov, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum Research into the Temperature Behaviour of the Irradiated Fuel Sub-Assemblies of the First Phase of the Beloyarsk NPP under the conditions of the «Dry» Storage 2
S.V. Bogatov, M.G. Kireev Methodology and Results of the Operational Calculation of the Temperature of the Fuel in the Fuel Pins of the BN-600 Reactor Fuel Sub-Assemblies 2
N.N. Davidenko, A.S. Korsun, Y.A. Maslov, I.G. Merinov, V.S. Kharitonov, B.E. Shumsky Modeling of Three-Dimensional Thermo-Hydraulic Processes in VVER-1000 Reactor's Core with Program Complex TRETON 3
V.N. Delnov, Y.D. Levchenko, S.F. Shepelev Superposition Method in Modeling of Temperature Field in Heat Exchange Devices by Means of Tracer Concentration Field 3
B.V. Kebadze, A.N. Opanasenko, V.A. Shurupov, M.S. Timchenko Correlation Flowmeter for Measuring Low Coolant Velocities 3
V.A. Klimova, V.M. Pahaluev, S.Ye. Sheklein Hydrodynamics and Heat Exchange Features of the Pebble Bed in Radial Coolant Flow 3
P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyljin, A.A. Simakov, V.S. Lanskix, M.E. Chernov, R.P. Sadovnichiy Automatic Control System of Oxygen Thermodynamic Activity for Lead Bismuth Eutectic Coolant 3
A.V. Saenko, A.V. Tikhonenko Realization of the Multiple-Factor Models of Thermal Conductivity in the Multi-Layer Spherically Symmetrical Device with Fuel Element 3
V.V. Hudasko Thermo-Hydraulic Calculation of the Sodium-Water Steam-Generator for the Case of Steam-Generating Tube Removal and Plugging 3
Y.S. Yuriev, I.T. Afanasieva About Required Determination Accuracy of the Liquid-Metal Coolant Properties in the Fast Reactors 3
A.V. Zhukov, J.A. Kuzina, A.P. Sorokin Status of Study on Heat Transfer in Fuel Pin Bundles and Some Problems of Liquid-Metal Cooling 4
A.A. Ivashkevitsh The generalize of Experimental Data on the Critical Heat Flux in the Clusters with Triangular Disposition of Rods 4
A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsygankov Experimental Study of Non-equilibrium Thermal-hydraulic Processes in a Passive VVER Core Reflooding System 4
A.V. Morozov, O.V. Remizov, A.A. Tsygankov, D.S. Kalyakin Experimental Measurement of the Thermal Capacity of the VVER Steam Generator Model in Condensation Mode in the Event of the Beyond Design Basis Accident 4

NUCLEAR POWER PLANTS

A.G. Gorunov, Y.A. Chursin, K.V. Turetskov Control System of Extraction Column 1
A.A. Mukhlynnin, V. I. Slobodchik Calculation of Main Joint of MCPA-1391 under Different Operation Conditions 1

E.Yu. Badanin, P.P. Gonorov, V.A. Drozdenko

Features of the Vibration Conditions of the Pumping Units of the Primary Sodium Pumps
of the BN-600 Power Unit under the conditions of Two-Loop Operation 2

P.P. Gonorov, I.M. Krysanov, A.M. Tuchkov

Visualization of the Database on the Off-Normal Operation of Beloyarsk NPP
Power Unit 3 2

V.V. Denisov, M.D. Lyakisheva, V.I. Karsonov, N.B. Trunov

Gidropress Development Centre's Experience of Working in the Field of the Extension
of the BN-600 NPP Steam Generator Lifetime and Tasks of the Development
of the Steam Generators for New Fast Reactor Power Units 2

Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Karpenko, A.A. Kuznetsov

Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress to Secondary Sodium
after the Replacement of the Steam Generator Stages of the BN-600 Power Unit 2

M.T. Telichko, P.P. Gonorov, I.S. Pomortsev

Development of the System of the Digital Recording of the BN-600 Reactor Secondary
Sodium Pump Speed 2

A.V. Beznosov, M.A. Anotonenkov, P.A. Bokov, V.S. Baranov, M.C. Kustov

Specificities of Reactor Coolant Pumps Units with Lead and Lead-Bismuth Coolant 4

P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin, A.Yu. Legikh, A.A. Simakov

Experimental Researches of Advanced Mass Exchanger with Solid-Shase Oxygen Source
in RESPECT to Tecnology of 44,5%Pb-55,5%Bi 4

DECOMMISSIONING OF NPPS

N.N. Oshkanov, V.F. Roslyakov, B.I. Chubarov, V.A. Makhov, E.A. Vinivitin

Implementation of the Decommissioning Programmes of Beloyarsk NPP
Power Units 1 and 2 2

O.L. Tashlykov, A.N. Sesekin, S.E. Shcheklein, A.G. Chechentsov

Development of the Optimal Algorithms of the NPP Decommissioning using
the Methods of Mathematical Simulation 2

TRAINING OF PERSONNEL

A.V. Abdullaeva, N.N. Oshkanov

Prediction of the Professional Successfulness when Screening the Candidates
for the Potential Executive Positions 2

A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev

Concept of the Computer System of the Support to the Maintenance of the Equipment
at the Nuclear Plant. Management and Safety 2

A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev

Main Modules of the System of the Support to the Maintenance of the Equipment
at the Nuclear Power Plant. Designation, Presentation, Implementation 2

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovsky, M.V. Leonteva-Smirnova, N.M. Mitrofanova,

A.V. Tselishchev, I.A. Shkaruba

Structural Materials of the Russian Fast Reactor Cores. Current Situation
and Perspectives 2

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER

FACILITIES

K.N. Proskuryakov, D.A. Parshin

Speed Propagation of Waves of Pressure in Technological Channels of Reactor РБМК-1000 1

A.A. Kazantsev

Model of the Turbine Stage 3

V.I. Korolev

Mathematical Model of Processes in the Cut not Tight Steam Generator
as a Part of the Operating Ship Reactor's Installation 3

<i>F.A. Balushkin, A.N. Seseikin, O.L. Tashlykov, I.B. Tcheblokov, S.Ye. Sheklein, A.G. Chentsov</i>	
The Dynamic Programming Method Use for the Decommissioning NPP Equipment	
Dismantling for the Purpose of Irradiation Minimization	4
<i>A.A. Bezburodov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev</i>	
The Macro-Subgroup Simulation of the Fast Reactor Plant	4
<i>A.A. Kazantsev</i>	
Vessel Model with Incondensible Gas	4

H.D. PRESENTATION

<i>Yu.V. Volkov, D.S. Samokchin, A.V. Sobolev, M.Y. Kanishev, S.L. Lichakov, S.N. Slinev</i>	
The results of the Development of the Experts Questioning Methods and based	
on them the Estimation of the NPP Staff Reliability Indices	1
<i>A.V. Igitov, O.M. Gulina, N.L. Salnikov</i>	
The Problem of Level Optimization for Disorder Detection in Observed Random Process	1
<i>V.A. Klimova, V.M. Pahaluev, S.Ye. Sheklein</i>	
Geometrical and Hydrodynamic Features of the Radial Coolant Distribution HTGR	1
<i>I.V. Shamanin, A.V. Godovih, P.A. Seleznev</i>	
Features of Resonant Absorption of Neutrons in ThoriumContaining Multiply Systems,	
Caused by Change in Ratio of Moderator Volume and Fuel Volume	1

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абдуллаева А.В.....	2	Забегаев В.П.....	2
Агеев В.С.....	2	Забродская С.В.....	3
Алексеев А.В.....	4	Загребаев А.М.....	1,4
Андранинов А.А.....	3	Зюляева Н.Г.....	3
Антоненков М.А.....	4	Иванов А.А.....	2
Анохин А.Н.....	4	Иванова К.А.....	4
Антонов А.В.....	3	Ивашкевич А.А.....	4
Арнольдов М.Н.....	4	Игитов А.В.....	1
Асхадуллин Р.Ш.....	3,4	Ильченко А.Г.....	4
Афанасьева И.Т.....	3	Иолтуховский А.Г.....	2
Баданин Е.Ю.....	2	Казанский Ю.А.....	3
Баканов М.В.....	2	Казанцев А.А.....	1,3,4
Балахнин Е.В.....	2	Калыгин В.В.....	4
Балушкин Ф.А.....	4	Калякин Д.С.....	4
Баранова В.С.....	4	Калякин С.Г.....	3
Баршевцев В.А.....	3	Канышев М.Ю.....	1
Безбородов А.А.....	4	Каплар П.Е.....	1
Безносов А.В.....	4	Караваев А.П.....	2
Белозеров В.И.....	1	Карпенко А.И.....	2,3
Белоусов А.Я.....	3	Карсонов В.И.....	2
Белоусов П.А.....	3	Кебадзе Б.В.....	3
Бельтиков А.И.....	2	Киреев М.Г.....	2
Бережной С.Н.....	4	Киселева И.В.....	4
Богатов С.В.....	2	Климова В.А.....	1,3
Богданов С.В.....	3,4	Клинов Д.А.....	4
Боков П.А.....	4	Козарь А.А.....	4
Бородин С.С.....	1	Козлов Ф.А.....	4
Буданов Ю.П.....	2	Козьмин Г.В.....	1,3
Вайзер В.И.....	4	Колесов В.В.....	4
Васильева А.Н.....	3	Комоза Д.С.....	1
Велькин В.И.....	1	Конобеев А.Ю.....	3
Винивитин Е.А.....	2	Кононов В.Н.....	3
Волков Ю.В.....	1	Кононов О.Е.....	3
Волков Ю.М.....	3,4	Корнилов В.П.....	3
Волков Ю.Н.....	4	Коробейников А.В.....	3
Воропаев А.И.....	3, 4	Коробейников В.В.....	3
Гаврилов А.В.....	2	Коровин Ю.А.....	3
Гераськин С.А.....	3	Королев В.И.....	3
Говоров П.П.....	2	Корсун А.С.....	3
Годовых А.В.....	1	Кочетков А.Л.....	3
Головин В.В.....	2	Кочеткова Е.А.....	3
Горюнов А.Г.....	1	Краснов Ю.А.....	4
Горячев А.В.....	4	Крутиков А.Ю.....	1
Гулевич А.В.....	3	Крысантьев И.М.....	2
Гулина О.М.....	1	Крышев А.И.....	4
Давиденко Н.Н.....	3	Крышев И.И.....	4
Дворяшин А.М.....	4	Кузина Ю.А.....	4
Дельнов В.Н.....	3	Кузнецов А.А.....	2
Дементьев В.Н.....	3	Купцов И.С.....	3
Денисов В.В.....	2	Кураченко Ю.А.....	4
Дмитриев С.М.....	1	Курина И.С.....	4
Дробышев А.В.....	3	Кустов М.С.....	4
Дрозденко В.А.....	2	Кутьков В.А.....	4
Дудниченко И.С.....	2	Кухарчук О.Ф.....	3
Ершов А.Н.....	1	Лагутин А.А.....	4
Ефремов А.Ю.....	1	Ладейщиков А.В.....	2
Желтышев В.А.....	2	Ланских В.С.....	3
Жуков А.В.....	4	Левченко А.В.....	3

Левченко Ю.Д.	3	Роменков А.А.	2
Легких А.Ю.	3,4	Росляков В.Ф.	2,3
Легчанов М.А.	1	Румянцев В.Н.	4
Леликов О.Н.	2	Румянцев Д.С.	1
Леонтьева-Смирнова М.В.	2	Садовничий Р.П.	3
Лескин С.Т.	3, 4	Саенко А.В.	3
Лешков В.В.	3	Саксаганский И.А.	4
Лисицын И.С.	1	Сальников Н.Л.	1
Лыжин А.А.	2	Самохин Д.С.	1
Лычаков С.Л.	1	Санина К.Д.	4
Лякишева М.Д.	2	Селезнев Е.Ф.	3
Лянной Н.Н.	3	Селезнев П.А.	1
Магницкий Д.Н.	4	Семенов В.К.	1
Малков А.П.	4	Семенов М.Ю.	3
Марков П.В.	1	Сергеев В.В.	1
Мартынов П.Н.	3,4	Серебренникова О.В.	4
Марчихина Н.А.	1	Сесекин А.Н.	2,4
Маслов Ю.А.	3	Симаков А.А.	3,4
Махаев Ю.А.	2	Синовец С.Ю.	1
Махов В.А.	2	Скачек М.А.	1
Мельницкая Т.Б.	4	Скиба М.А.	4
Меринов И.Г.	3	Скомурохов А.О.	3
Милинчук В.К.	3	Скомурохова С.Н.	3
Мин Мин Со.	3	Слободчук В.И.	1
Минин С.И.	3	Слынев С.Н.	1
Митрофанов С.Ю.	2	Соболев А.В.	1
Митрофанова Н.М.	2	Соколов С.В.	3
Моисеев А.В.	3	Солнцев Д.Н.	1
Морозов А.В.	4	Соловьев Н.А.	3
Мухлынин А.А.	1	Сорокин А.П.	4
Насонова В.А.	4	Станковский А.Ю.	3
Наталенко А.А.	3	Стогов В.Ю.	4
Наумов В.И.	3,4	Страхов А.Н.	4
Нахабов А.В.	3	Суслов И.Р.	4
Некрасов А.В.	1	Таратунин В.В.	3
Ненахов А.В.	2	Ташлыков О.Л.	2,4
Носов Ю.В.	2	Теличко М.Т.	2
Нырков Д.А.	1	Тимашов Д.А.	4
Оглезнев В.И.	2	Тимченко М.С.	3
Ожегин И.В.	1	Тихоненко А.В.	3
Опанасенко А.Н.	3	Ткаченко В.В.	4
Орлов М.Ю.	4	Ткаченко Н.П.	4
Осипов А.И.	3	Трафимов Ю.С.	4
Очкин Е.К.	4	Трофимов А.И.	3
Ошканов Н.Н.	2	Трофимов М.А.	3
Паршин Д.А.	1	Трунов Н.Б.	2
Пахалуев В.М.	1,3	Турецков К.В.	1
Пахомов А.Ю.	4	Тучков А.М.	2
Перегуда А.И.	4	Федоровский А.Ю.	1
Петелин А.Л.	4	Фоломеев В.И.	4
Петров А.А.	2	Фролов Ю.В.	4
Пильнов Г.Б.	3	Хандогина Е.К.	4
Пирский В.С.	4	Харитонов В.С.	3
Плещакова Н.В.	4	Хныкина В.В.	1
Поморцев И.С.	2	Хомяков Ю.С.	2, 3
Поморцев И.С.	2	Хробостов А.Е.	1
Потапов О.А.	2	Худаско В.В.	3
Проксуряков К.Н.	1	Целищев А.В.	2
Пяткова С.В.	1,3	Цыганков Г.Н.	2
Ремизов О.В.	4	Цыганок А.А.	4
Розенбаум Е.Л.	2,3	Чеблоков И.Б.	4

Ченцов А.Г.....	4	Шилина А.С.....	3
Чепурко В.А.....	3, 4	Шкабура И.А.....	2
Черезов А.Л.....	1	Шмелев А.Н.....	1
Чернов И.А.....	2	Шонохов А.В.....	2
Чернов М.Е.....	3	Шулимов В.Н.....	4
Чеченцов А.Г.....	2	Шумский Б.Е.....	3
Чубаров Б.И.....	2	Шурупов В.А.....	3
Чуев В.В.....	2	Щекlein С.Е.....	1, 2, 3, 4
Чурсин Ю.А.....	1	Щукин Н.В.....	1
Шаманин И.В.....	1	Южаков А.П.....	2
Шаманский В.А.....	2	Юрьев Ю.С.....	3
Шелеметьев В.М.....	4	Юферева В.А.....	1
Шепелев С.Ф.....	3	Ярмоленко О.А.....	2

II. AUTHOR INDEX

Abdullaeva A.V.....	2	Drobishev A.V.....	3
Afanasieva I.T.....	3	Drozdenco V.A.....	2
Ageev V.S.....	2	Dudnichenko I.S.....	2
Alekseev A.V.....	4	Dvoryashin A.M.....	4
Angrianov A.A.....	3	Efremov A.Yu.....	1
Anokhin A.N.....	4	Ershov A.N.....	1
Anotonenkov M.A.....	4	Fedorovskiy A.Y.....	1
Antonov A.V.....	3	Folomeev V.I.....	4
Askhadyllin R.Sh.....	3, 4	Gavrilov A.V.....	2
Badanin E.Yu.....	2	Gavrilov A.V.....	2
Bakanov M.V.....	2	Geraskin S.A.....	3
Balakhnin E.V.....	2	Ginkin V.P.....	3
Balushkin F.A.....	4	Godovih A.V.....	1
Baranov V.S.....	4	Golovin V.V.....	2
Barshevtsse V.A.....	3	Gorunov A.G.....	1
Belousov A.Y.....	3	Goryachev A.V.....	4
Belousov P.A.....	3	Govorov P.P.....	2
Belozerov V.I.....	1	Gulevich A.V.....	3
Belyukov A.I.....	2	Gulina O.M.....	1
Berezhnay S.N.....	4	Hudasko V.V.....	3
Bezborodov A.A.....	4	Igitov A.V.....	1
Beznosov A.V.....	4	Ilchenko A.G.....	4
Bogatov S.V.....	2	Ioltukhovsky A.G.....	2
Bogdanov S.V.....	3, 4	Ivanov A.A.....	2
Bokov P.A.....	4	Ivanova K.A.....	4
Borodin S.S.....	1	Ivashkevitsch A.A.....	4
Budanov Yu.P.....	2	Kalyakin D.S.....	4
Chechentsov A.G.....	2	Kalyakin S.G.....	3, 4
Chentsov A.G.....	4	Kalugin V.V.....	4
Chepurko V.A.....	3, 4	Kanishev M.Y.....	1
Cherezov A.L.....	1	Kaplar P.E.....	1
Chernov I.A.....	2	Karavaev A.P.....	2
Chernov M.E.....	3	Karpenko A.I.....	2, 3
Chubarov B.I.....	2	Karsonov V.I.....	2
Chuev V.V.....	2	Kazansky Y.A.....	3
Chursin Y.A.....	1	Kazantsev A.A.....	1, 3, 4
Davidenko N.N.....	3	Kebadze B.V.....	3
Delnov V.N.....	3	Khandogina E.K.....	4
Dementev V.N.....	3	Kharitonov V.S.....	3
Denisov V.V.....	2	Khnikina V.V.....	1
Dmitriev S.M.....	1	Khomyakov Yu.S.....	2, 3

Khrobostov A.E.....	1	Mukhlynin A.A.....	1
Kireev M.G.....	2	Nakhabov A.V.....	3
Kiseleva I.V.....	4	Nasonova V.A.....	4
Klimova V.A.....	1, 3	Natalenko A.A.....	3
Klinov D.A.....	4	Naumov V.I.....	3, 4
Kochetkov A.L.....	3	Nekrasov A.V.....	1
Kochetkova E.A.....	3	Nenakhov A.V.....	2
Kolesov V.V.....	4	Nosov Yu.V.....	2
Komoza D.S.....	1	Nyrkov D.A.....	1
Konobeev A.Yu.....	3	Oghegin I.V.....	1
Kornilov V.P.....	3	Ogleznev V.I.....	2
Korobeynikov A.V.....	3	Opanasenko A.N.....	3
Korolev V.I.....	3	Oshkanov N.N.....	2
Korovin Yu.A.....	3	Osipov A.I.....	3
Korsun A.S.....	3	Pahaluev V.M.....	1, 3
Kozar A.A.....	4	Pakhomov A.Yu.....	4
Kozmin G.V.....	1, 3	Parshin D.A.....	1
Krasnov A.Yu.....	4	Pereguda A.I.....	4
Krutikov A.Y.....	1	Petelin A.L.....	4
Krysantev I.M.....	2	Petrov A.A.....	2
Kryshev A.I.....	4	Pilnov G.B.....	3
Kryshev I.I.....	4	Pleshakova N.V.....	4
Kukharchuk O.F.....	3	Pomortsev I.S.....	2
Kuptsov I.S.....	3	Potapov O.A.....	2
Kurachenko Yu.A.....	4	Proskurjakov K.N.....	1
Kurina I.S.....	4	Pyatkov S.V.....	1, 3
Kustov M.C.....	4	Remizov O.V.....	4
Kuzina J.A.....	4	Romenkov A.A.....	2
Kuznetsov A.A.....	2	Roslyakov V.F.....	2, 3
Ladeishchikov A.V.....	2	Rozenbaum E.L.....	2, 3
Lanskix V.S.....	3	Rumyancev D.S.....	1
Legchanov M.A.....	1	Rumyantsev V.N.....	4
Legkikh A.Yu.....	4	Sadovnichiy R.P.....	3
Lelikov O.N.....	2	Saenko A.V.....	3
Leonteva-Smirnova M.V.....	2	Salnikov N.L.....	1
Leshkov V.V.....	3	Samokchin D.S.....	1
Leskin S.T.....	3, 4	Sanina K.D.....	4
Levchenko Y.D.....	3	Seleznev E.F.....	3
Levtchenko A.V.....	3	Seleznev P.A.....	1
Lichakov S.L.....	1	Semenov M.Yu.....	3
Lisitsin I.S.....	1	Semenov V.K.....	1
Lukyanov A.A.....	4	Serebrennikova O.V.....	4
Lyakisheva M.D.....	2	Sergeev V.V.....	1
Lyannoy N.N.....	3	Sesekin A.N.....	2, 4
Lyzhin A.A.....	2	Shamanin I.V.....	1
Magnitsky D.N.....	4	Shamansky V.A.....	2
Makhaev Yu.A.....	2	Shchukin N.V.....	1
Makhov V.A.....	2	Sheklein S.Ye.....	1, 2, 3, 4
Malkov A.P.....	4	Shepelev S.F.....	3
Marchikhina N.A.....	1	Shilina A.S.....	3
Markov P.V.....	1	Shkaruba I.A.....	2
Martynov P.N.....	3, 4	Shmelev A.N.....	1
Maslov Y.A.....	3	Shonokhov A.V.....	2
Merinov I.G.....	3	Shulimov V.N.....	4
Milunchuk V.K.....	3	Shumsky B.E.....	3
Min Min Soe.....	3	Shurupov V.A.....	3
Minin S.I.....	3	Simakov A.A.....	3, 4
Mitrofanov S.Yu.....	2	Sinovets S.Y.....	1
Mitrofanova N.M.....	2	Skachek M.A.....	1
Moiseev A.V.....	3	Skiba M.A.....	4
Morozov A.V.....	4	Skomorokhov A.O.....	3

Skomorokhova S.N.....	3	Tsygankov G.N.....	2
Slinev S.N.....	1	Tsyganok A.A.....	4
Slobodchik V. I.....	1	Tuchkov A.M.....	2
Sobolev A.V.....	1	Turetskov K.V.....	1
Sokolov S.V.....	3	Vasileva A.N.....	3
Solncev D.N.....	1	Velkin V.I.....	1
Sorokin A.P.....	4	Vinivitin E.A.....	2
Stankovskiy A.Yu.....	3	Volkov Y.M.....	3, 4
Stogov V.Yu.....	4	Volkov Yu.N.....	3
Strakhov A.N.....	4	Volkov Yu.V.....	1
Suslov I.R.....	4	Voropaev A.I.....	3, 4
Taratunin V.V.....	3	Yarmolenko O.A.....	2
Tashlykov O.L.....	2, 4	Yuferova V.A.....	1
Tcheblokov I.B.....	4	Yuriev Y.S.....	3
Telichko M.T.....	2	Yuzhakov A.P.....	2
Tikhonenko A.V.....	3	Zabegaev V.P.....	2, 3
Timashov D.A.....	4	Zabrodskaya S.V.....	3
Timchenko M.S.....	3	Zagrebayev A.M.....	1, 4
Trofimov A.I.....	3	Zhukov A.V.....	4
Trofimov M.A.....	3	Zhyoltyshev V.A.....	2
Trunov N.B.....	2	Zulyaeva N.G.....	3
Tselishchev A.V.....	2		