

**Министерство образования и науки Российской Федерации
Обнинский институт атомной энергетики
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»
Ядерное общество России**

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издаётся с 1993 г.

N2 2013 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Ярыгин

Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. 5

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

О.Л. Ташлыков, А.А. Наумов, С.Е. Щеклеин

Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах 21

А.В. Безносов, Э.Г. Новинский, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова

Выбор запирающей среды уплотнения вала главных циркуляционных насосов ру со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями 27

В.В. Ульянов, П.Н. Мартынов, В.А. Гулевский, А.С. Фомин, Ю.А. Тепляков

Исследование процессов и устройств водородной очистки применительно к циркуляционным контурам с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями 33

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, А.С. Шилина, О.А. Ананьев, Т.Е. Куницына, А.Б. Гордиенко

Исследование генерации водорода при взаимодействии алюминия с водными растворами 39

Д.С. Самохин, А.А. Чуклин

Использование компьютерных кодов RELAP\SCDAP и MELCOR для анализа управления авариями ВВЭР-1000 47

Г.Н. Власичев

О характере протекания запроектных аварий реактора БН на стадии послеаварийного перемещения материалов активной зоны 57

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

И.Н. Измалков, Л.П. Лошманов, А.В. Костюхина

Механические свойства сплава Э110 при температурах до 1273 К 64

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

И.Р. Суслов, И.А. Лямцев, С.В. Чернов

Гибридный метод расчета защиты ЯЭУ на основе схемы уменьшения дисперсии CADIS 71

<i>В.П. Гинкин, Н.М. Троянова</i>	
Пространственно-временной расчет переходных процессов в быстрых реакторах	80
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	
<i>А.И. Трофимов</i>	
Физическое явление эмиссии электронов в металлах под действием ультразвука	88
ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА	
<i>Д.Г. Зарюгин, С.Г. Калякин, С.Т. Лескин, А.Н. Опанасенко, А.П. Сорокин</i>	
Расчётно-экспери-ментальные исследования теплогидравлических характеристик в баке быстрого реактора на интегральной модели САРХ в различных режимах работы установки	96
<i>В.А. Старков, В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин</i>	
Моделирование условий и результаты петлевых испытаний модифицированных твэлов реактора СМ в обоснование их работоспособности	105
<i>А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев</i>	
Испытания экспериментальных ТВС с малым вредным поглощением нейтронов в реакторе СМ	114
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	
<i>П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев</i>	
Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах	123
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	
<i>В.Н. Нестеров</i>	
Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита	133
ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>В.И. Диденко, Б.И. Яцало, С.В. Грицюк, О.А. Мирзебасов, И.А. Пичугина</i>	
Управление территориями на основе анализа рисков с использованием многокритериальной ГИС поддержки принятия решений	143
ПИСЬМА В РЕДАКЦИЮ	
<i>А.В. Хрячков, П.А. Дворников, Б.В. Журавлев, С.Н. Ковтун, Т.А. Хромылева, Н.Г. Рощин</i>	
Генератор ^{16}N на базе ускорительного источника нейтронов с энергией 14 МэВ	153

CONTENTS

URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- V.I. Yarygin*
Nuclear power of direct conversion in space missions of the 21-st century 5

NUCLEAR POWER PLANTS

- O.L. Tashlykov, A.A. Naumov, S.E. Sheklein*
The simulation of the process of sodium freezing in the tubes for the optimization of fast breeder reactor units maintenance 21
- A.V. Beznosov, E.G. Novinsky, A.V. L'vov, P.A. Bokov, T.A. Bokova*
The choice of locking medium of the shaft seal of main circulation pumps reactor facility with lead and lead-bismuth coolants 27
- V.V. Ulyanov, P.N. Martynov, V.A. Gulevsky, A.S. Fomin, U.A. Teplyakov*
Research processes and devices hydrogen purification applied to the circulation loop with the heavy liquid metal coolants 33

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- V.K. Milinchuk, V.I. Belozerov, A.S. Shilina, O.A. Ananieva, T.E. Kunizina, A.B. Gordienko*
The study of hydrogen generation in the interaction of aluminum with aqueous solutions 39
- D.S. Samokhin, A.A. Chuklin*
Application of computer codes RELAP\SCDAP and MELCOR for the analysis of management of WWER-1000 accidents 47
- G.N. Vlasichev*
About the Nature of the course of BN Reactor beyond Design Accidents under post-accident Core Materials Relocation 57

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- I.N. Izmalkov, L.P. Loshmanov, A.V. Kostyukhina*
Mechanical properties of E110 alloy at temperature range up to 1273 K 64

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

- I.R. Suslov, I.A. Lyamcev, S.V. Chernov*
Hybrid technique for shielding calculations on basis of CADIS 71
- V.P. Ginkin, N.M. Troyanova*
Space-time calculation of transient processes in fast reactors 80

APPLICATIONS OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- A.I. Trofimov*
The physical phenomenon of emission of electrons in metals under the action of ultrasound 88

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- D.G. Zaryugin, S.G. Kalyakin, S.T. Leskin, A.N. Opanasenko, A.P. Sorokin*
Numerical and experimental investigations of thermalhydraulic characteristics for fast reactor vessels on integral model SARH in different operation regimes 96

- V.A. Starkov, V.E. Fedoseev, V.Yu. Shishin*
Simulation of loop test conditions for the modified SM reactor fuel rods and test results in justification of their performance 105

A.V. Klinov, N.K. Kalinina, N.Yu. Marikhin, V.V. Pimenov, A.L. Petelin, V.A. Starkov, V.E. Fedoseev
Tests of experimental low neutron poisoning fuel assemblies in reactor SM 114

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

P.A. Moseev, V.V. Korobeinikov, A.L. Moseev
Optimization of plutonium stores for closed fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors 123

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

V.N. Nesterov
Ensuring of the design value of fuel burnup in high-temperature gas-cooled reactor
with operability graphite 133

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

V.I. Didenko, B.I. Yatsalo, S.V. Gritsyuk, O.A. Mirzeabasov, I.A. Pichugina
Environmental risk management with the use of multi-criteria GIS for decision-making support 143

LETTERS TO EDITOR BOARD

A.V. Khryachkov, P.A. Dvornikov, B.V. Zhuravlev, S.N. Kovtun, T.A. Khromyleva, N.G. Roschin
The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutrons accelerator source 153

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА ПРЯМОГО ПРЕОБРАЗОВАНИЯ В КОСМИЧЕСКИХ МИССИЯХ XXI В.

В.И. Ярыгин

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



Представлен краткий обзор современного состояния НИОКР в области создания космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) субмегаваттного и мегаваттного классов с термоэлектрическими и термоэмиссионными преобразователями тепловой энергии в электрическую для транспортно-энергетических модулей и межорбитальных буксиров. Проведен анализ основных результатов, полученных при создании КЯЭУ первого поколения («SNAP-10A», «БУК», «ТОПАЗ»), и освещены основные проблемы и задачи разработки КЯЭУ второго поколения. Рассмотрены актуальные вопросы использования КЯЭУ и ядерных энергодвигательных установок (ЯЭДУ) для освоения космоса и сравнения характеристик КЯЭУ прямого и машинного преобразования энергии.

Ключевые слова: ядерный реактор, термоэлектричество, термоэмиссия, космический аппарат, удельная масса КЯЭУ, коэффициент полезного действия.

Keywords: a nuclear reactor, thermoelectricity, thermionic, a spacecraft, specific mass of SNPP, efficiency.

ВВЕДЕНИЕ

Как известно, ядерная энергетика, транспортные и космические системы являются одними из важнейших приоритетных направлений развития науки, технологий и техники в Российской Федерации, а среди критических технологий РФ Указом Президента от 07.07.2011 г. названа технология создания ракетно-космической и транспортной техники нового поколения. Актуальность и практическая значимость работ в этой области знаний связана с тем, что космические ядерные энергетические технологии решением Комиссии по модернизации и технологическому развитию экономики России при Президенте РФ отнесены к одному из немногих приоритетных направлений кратко- и среднесрочного развития науки и техники.

Основополагающие решения руководства РФ на перспективу были приняты с учетом имеющихся в России опыта разработки космических ЯЭУ первого поколения и задела для установок второго поколения, состояния кадрового потенциала, экспериментально-технологической и производственной баз и других факторов, в том числе международного, в такой сложной и наукоемкой области, какой является создание космических ЯЭУ и ЯЭДУ. Учитывается также экономический аспект решения этой национальной задачи, поскольку мировой рынок космических услуг в настоящее время составляет более 300 млрд. долларов США в год и быстро

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

расширяется [1]. К сожалению, доля российской космонавтики на этом рынке незначительна и не превышает 0,5% от общего объема стоимости космических услуг, причем для РФ она, в основном, сосредоточена в секторе пусковых услуг, поскольку Россия осуществляет больше других стран пусков ракет-носителей (класса «Протон», «Протон-М», «Союз ТМА», «Прогресс М», «Зенит-3SL» и др.) с различными космическими аппаратами. И лишь с внедрениями ядерных космических технологий Россией в новые ниши мирового рынка космических услуг у РФ появляется в среднесрочной перспективе шанс нарастить национальную часть этих услуг до 25% [1, 2].

Кроме того, для России, сохраняющей до сих пор статус ведущей космической державы, обеспечение национальной безопасности и технологической независимости страны, повышение благосостояния ее граждан, обучение и воспитание высококвалифицированных кадров и научно-технической элиты страны, увеличение интеллектуального потенциала нации должны оставаться приоритетными задачами. В значительной степени эти задачи будут определяться освоением и внедрением космических ядерных технологий.

Перечень современных, общепринятых мировым космическим сообществом, задач в ближнем и дальнем космическом пространстве с использованием ядерных энергетических технологий, включая радионуклидные, приведен на рис.1 [2].

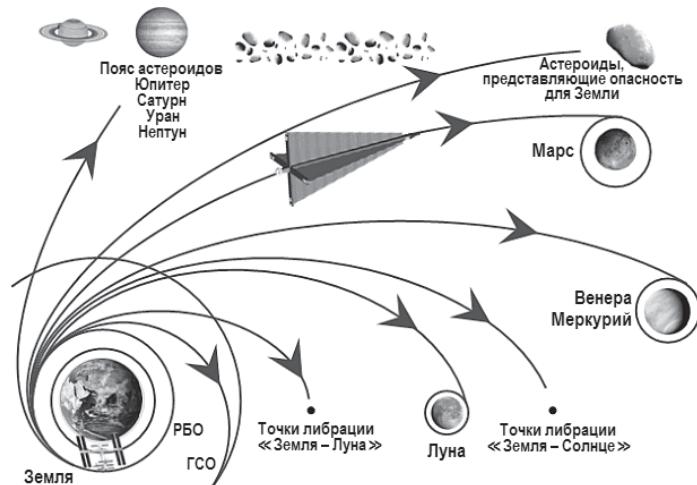


Рис.1. Современные космические задачи человечества, решаемые с помощью ядерной энергетики

Следует отметить, что принципиальным моментом использования космических ЯЭУ и ЯЭДУ в соответствии с международными правовыми документами является функционирование ядерных энергостанций на всех этапах их жизненного цикла на радиационно безопасных орбитах (РБО). Это орбиты высотой не ниже 800–1000 км, где время баллистического существования гарантировано больше времени естественного спада накопленной радиоактивности отработанного ядерного топлива до безопасного уровня. РБО располагаются выше внешней границы нижнего радиационного пояса Земли. Доставка космического аппарата с ЯЭУ или ЯЭДУ на РБО осуществляется в два этапа:

- 1) ракета-носитель доставляет космический аппарат на опорную круговую орбиту (обычно высотой ~ 200 км);
- 2) с помощью разгонных блоков выполняется переход с опорной орбиты на РБО, после чего выстраивается рабочая конфигурация космического аппарата, в состав которого входят *реакторный блок, теневая радиационная защи-*

та функциональных систем (приводов рабочих органов системы управления защитой реактора, служебного модуля и модуля полезной нагрузки) и холодильник-излучатель непреобразованного тепла ядерного реактора. По завершении формирования рабочей конфигурации реактор ЯЭУ (ЯЭДУ) готов к энергетическому пуску.

По своему назначению космический аппарат может содержать только реакторный блок, который обеспечивает электропитание бортовой функциональной нагрузки (например, системы дистанционного зондирования Земли), либо его ЯЭУ осуществляет функции напланетной АЭС. Другое назначение космического аппарата с ЯЭУ – так называемый «межорбитальный буксир» [1] – перемещение с помощью электродвигательной установки от РБО в заданную область космического пространства (межорбитальные перелеты, транспортировка грузов). Важнейшим назначением космического аппарата с электродвижителем является работа в режиме транспортно-энергетического модуля (ТЭМ): обеспечение электропитания полезной нагрузки после межорбитального перелета. Режим ТЭМ впервые был осуществлен в 1987–1988 гг. космическими аппаратами «Плазма-А» с ЯЭУ «ТОПАЗ» (ИСЗ «Космос-1818» и «Космос-1867») [3].

Анализ задач, которые нужно решить человечеству с помощью космических миссий в ближайшие 20–40 лет, приводит к следующим оценкам значений электрической мощности космических ЯЭУ и, соответственно, назначению космических аппаратов с ЯЭУ (ЯЭДУ) [1]:

- 0,15–0,5 МВт – обслуживание околоземных орбит для деятельности человечества на Земле; энергообеспечение космических и планетных баз, производственных инфраструктур на околоземных орбитах; транспортировка автоматических космических аппаратов и грузов на высокие околоземные орбиты; очистка ближнего космоса от «космического мусора»;
- 0,5–6 МВт – защита Земли от глобальных угроз, связанных с попаданием в нее астероидов и ядер комет; транспортировка грузов на Луну и к планетам;
- 24 МВт – полеты экспедиционных комплексов на Марс.

Очевидно, что для решения такого широкого спектра задач разработчик космических аппаратов должен выбрать тип ЯЭУ (с прямым или машинным преобразованием тепловой энергии в электрическую). При этом, кроме наличия задела, состояния экспериментальной, технологической и производственной баз, кадрового обеспечения текущих и перспективных НИОКР, пусковых комплексов и наземной инфраструктуры управления миссией космических аппаратов, в принципиальном плане должны учитываться следующие важнейшие проектные системные критерии.

1. *Удельная масса энергетической установки*, обозначаемая обычно символом γ , – отношение массы энергетической установки (для ЯЭУ это реакторный блок и модуль служебной нагрузки) к генерируемой электрической мощности ($\text{кг}/\text{kVt}_{\text{эл}}$). Ограничение по параметру γ связано с массой полезного груза, который данный тип ракеты-носителя может вывести на опорную орбиту, а в нашем случае еще и на РБО. Для тяжелых носителей типа «Протон», «Ангара-А5» масса полезного груза, в который входят собственно космический аппарат с ЯЭУ (или с солнечной энергетической установкой на фотовольтных преобразователях) и полезная нагрузка (функциональный целевой модуль), примерно равна 20 т [2, 3].

2. *Габариты энергетической установки*, которая вместе с полезной нагрузкой в составе космических аппаратов должна поместиться под обтекателем ракеты-носителя (для носителей «Протон» и «Ангара-А5» диаметр обтекателя не превышает 5 м, а осевой размер – 10 м) [3].

3. Ресурс работы – в настоящее время продолжительность безаварийной работы энергетической установки должна составлять не менее семи лет, а в ближайшей перспективе 10–20 лет [3].

4. Для ЯЭУ (ЯЭДУ) важным критерием является значение поглощенной дозы всех видов излучений радиационно-чувствительными элементами и системами космических аппаратов (приводы СУЗ, электронные модули и системы, антенны и т.п.) [3].

5. Надежность функционирования ЯЭУ (ЯЭДУ) на всех этапах жизненного цикла, включая вывод из эксплуатации и перевод на высокую орбиту «захоронения» [3].

6. Дополнительные критерии: регулируемость характеристик (например, быстрый переход от режима номинальной электрической нагрузки к двукратному форсированному режиму энергодвигательной установки); динамические характеристики в составе космических аппаратов (наличие или отсутствие инерционных моментов воздействия на космический аппарат); влияние факторов космического пространства (например, радиационных поясов); необходимость жесткой ориентации на Солнце и ряд других [3].

В статье не рассматриваются особенности рабочего процесса прямого преобразования тепловой или солнечной энергии в электрическую, а также машинного преобразования энергии в газо- и паротурбинном процессах в рабочих циклах Брайтона, Ренкина, Стирлинга. Читатель может найти описание практических всех используемых и перспективных рабочих процессов в энергетических установках космических аппаратов в работах [4–10].

Сложившиеся к настоящему времени представления об изменении системного критерия удельной массы различных типов космических энергетических установок в зависимости от генерируемой ими электрической мощности ($W_{эл}$) иллюстрирует рис. 2 [5].

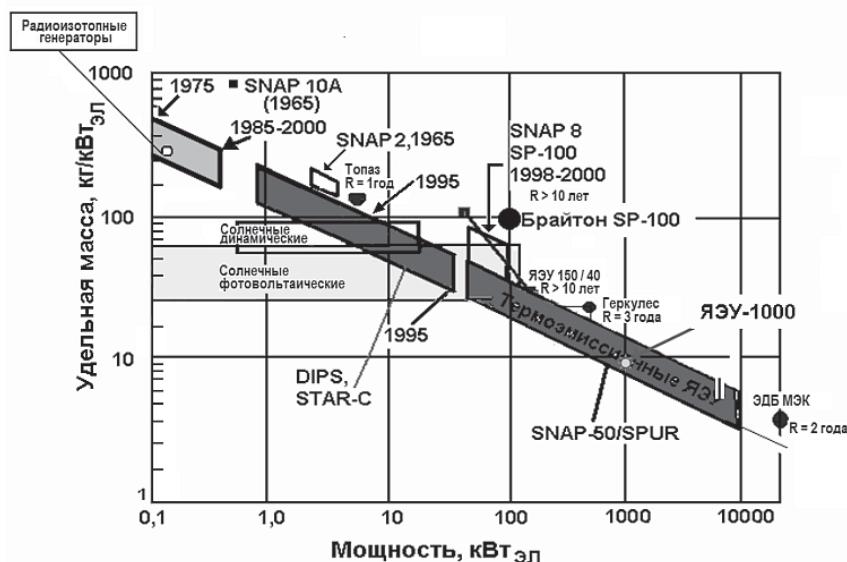


Рис. 2. Сравнение системного проектного критерия γ космических энергетических установок с различными схемами рабочего процесса преобразования энергии в зависимости от генерируемой $W_{эл}$

Характерной особенностью приведенных на рис. 2 данных ведущих разработчиков (в основном, российских и американских) в области создания энергетических установок для космических аппаратов является текущая острая конкуренция за использование в проектах методов прямого и машинного (на основе цикла Брайтона с газоох-

лаждаемым быстрым реактором) преобразования энергии.

Условно «выпадает» из рис. 2 точка «ЯЭУ-1000», которая может быть реализована как на термоэмиссии, так и с помощью ЯЭУ с газотурбинной установкой на основе цикла Брайтона [11, 12].

В практических космических задачах до сих пор доминирует солнечная энергетика, которая за последние примерно 20 лет сделала большой скачок по эффективности от значения к.п.д. 9–10 % в кремниевых (поликристаллических) фотovoltaических преобразователях до 25–30 % в двух- и даже в трехкаскадных преобразователях, в том числе на А_{III}В₄-материалах и при использовании концентраторов солнечного излучения на основе линз Френеля [13–15]. Однако разработчики новых космических аппаратов для миссий текущего столетия пришли к консолидированному выводу о практическом ограничении использования систем электропитания на основе бортовых фотovoltaических преобразователей величиной установленной электрической мощности значениями ~ 10 кВт при использовании ракет-носителей класса «Союз-2» и ~ 35 кВт для класса «Ангара-А5». Кроме того, использование солнечных систем электропитания в космических аппаратах среднесрочной перспективы будет весьма проблематичным по следующим причинам:

- жесткие требования к точности стабилизации и ориентации на Солнце и, соответственно, невозможность реализации этих требований в полной мере из-за низкой частоты собственных колебаний солнечных панелей (меньше 0,1 Гц);
- проблема организации одновременной оптимальной ориентации нескольких систем – антенн, панелей солнечных батарей, панелей систем обеспечения теплового режима (СОТР) космического аппарата, включая холодильник-излучатель, что практически приводит к необходимости переразмеривания солнечной батареи и СОТР и, соответственно, к существенному усложнению их укладки под обтекателем ракеты-носителя и развертывания в рабочую конфигурацию на орбите;
- уязвимость фотovoltaических преобразователей к воздействию естественных и искусственных факторов космического пространства и собственной атмосферы космического аппарата, приводящих к деградации $W_{эл}$ вплоть до полного их выхода из строя.

Следует отметить, что таких проблем и ограничений нет для космической ядерной энергетики в составе систем преобразования энергии космических аппаратов [16].

СОЗДАНИЕ КОСМИЧЕСКИХ ЯЭУ ПЕРВОГО ПОКОЛЕНИЯ – НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЗАДЕЛ ДЛЯ НИОКР ПО РАЗРАБОТКЕ КЯЭУ ВТОРОГО ПОКОЛЕНИЯ

Работы по созданию космических энергетических установок, использующих ядерные технологии для преобразования тепловой энергии, выделяющейся при реакции деления в активной зоне реактора или при реакции радиоактивного распада радионуклида в радиоизотопном генераторе, в электрическую энергию в рабочем процессе термоэлектрического а позднее более эффективного термоэмиссионного преобразования начались в середине 50-х гг. прошлого столетия практически одновременно и независимо друг от друга в США и СССР [17].

Первым крупным успехом в этой области НИОКР в СССР стало испытание в 1964 г. наземного прототипа ЯЭУ «Ромашка» (рис. 3) с кремний-германиевыми высокотемпературными термоэлектрическими преобразователями [18]. Годом позже в США прошли летно-конструкторские испытания космической ЯЭУ «SNAP-10A» (рис.4) с термоэлектрическими преобразователями, подобными использованным в «Ромашке», но выполненным по технологии унифицированных термоэлектрических пар [9, 19], ставшей впоследствии основой для всех проектных решений в американских ядерных и радиоизотопных космических преобразователях-электрогенераторах.

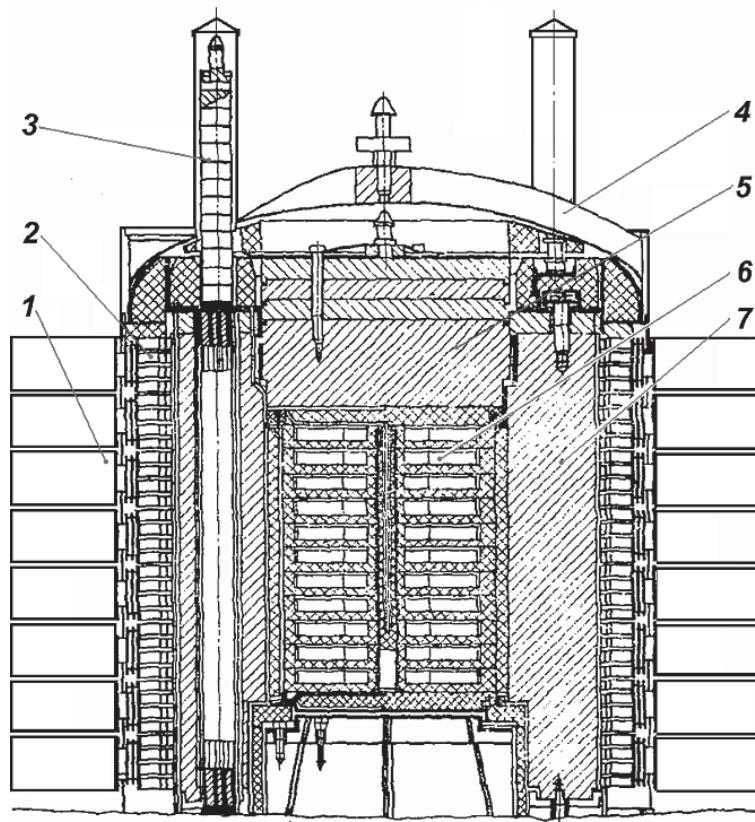


Рис. 3. Схема реактора-преобразователя «Ромашка»: 1 – ребра холодильника–излучателя; 2 – термоэлектрические преобразователи; 3 – регулирующий стержень; 4 – корпус ядерного реактора; 5 – верхний отражатель; 6 – активная зона реактора; 7 – боковой отражатель

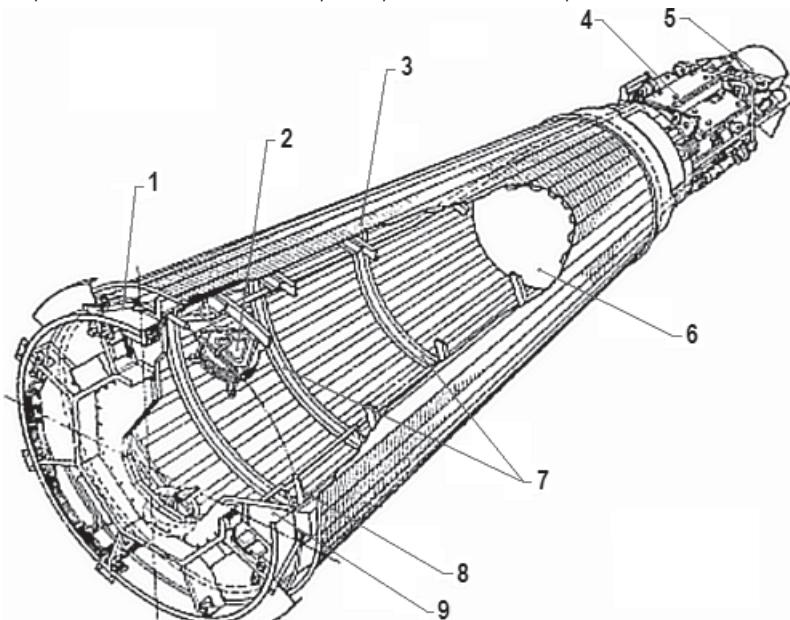


Рис.4. Схема космической ЯЭУ «SNAP-10A»: 1 – узлы крепления ЯЭУ к РН; 2 – компенсационный бак ЖМК; 3 – термоэлектрический генератор – холодильник-излучатель; 4 – ядерный реактор; 5 – электромагнитный насос; 6 – радиационная защита; 7 – силовой каркас; 8 – коллектор контура теплоносителя; 9 – аппаратурный отсек

Несмотря на то, что американцы первыми вывели на РБО в космос ЯЭУ («SNAP-10A») в составе космического аппарата «Snapshot» ракетой-носителем «Agena» как систему дополнительной электрической мощности для подзарядки электрохимического аккумулятора (низкий уровень электрической мощности $\sim 500 \text{ Вт}_{\text{эл}}$), обеспечивавшего питание бортовых систем (в частности, ионного двигателя), космический эксперимент потерпел неудачу. Возникли проблемы с ресурсом, произошел электрический пробой в системе питания ионного двигателя и др. Этот эксперимент с ЯЭУ так и остался единственным в американской космической истории. Попытки разработки мощной космической ЯЭУ типа «SP-100» с установленной электрической мощностью $\sim 100 \text{ кВт}$ на основе термоэлектрических, а на более позднем этапе (с середины 1980-х гг. по настоящее время) термоэмиссионных преобразователей положительного технического результата так и не дали [4]. В настоящее время главным направлением разработок по созданию космических ЯЭУ американцы (НАСА) выбрали машинную схему преобразования на основе газоохлаждаемого быстрого реактора с газотурбинной установкой в рабочем цикле Брайтона для генерации $W_{\text{эл}} \sim 100 \text{ кВт}_{\text{эл}}$ и более с ресурсом не менее пяти лет [8, 20].

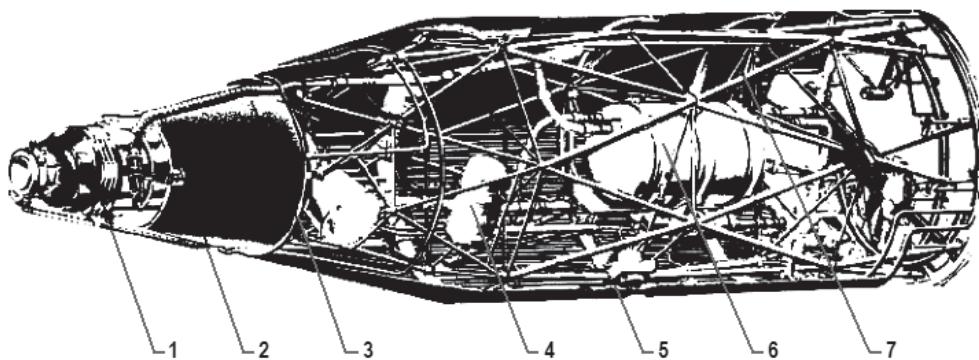


Рис. 5. Схема космической ЯЭУ «БУК»: 1 – реактор; 2 – трубопровод жидкокометаллического контура (ЖМК); 3 – радиационная защита; 4 – компенсационный бак ЖМК; 5 – холодильник-излучатель; 6 – термоэлектрический генератор; 7 – силовая рамная конструкция

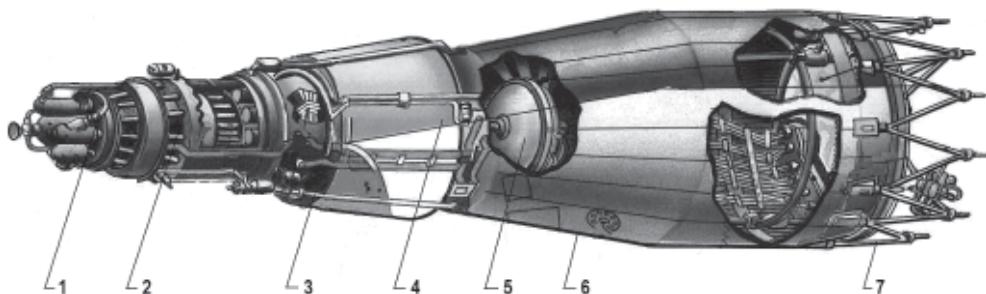


Рис. 6. Схема космической ЯЭУ «ТОПАЗ»: 1 – блок системы подачи паров Cs и приводов органов регулирования; 2 – термоэмиссионный реактор-преобразователь; 3 – трубопровод ЖМК; 4 – радиационная защита; 5 – компенсационный бак ЖМК; 6 – холодильник-излучатель; 7 – рамная конструкция

В СССР руководство страны, проявив в интересах обороноспособности политическую волю, мотивировало развертывание широкомасштабных НИОКР по созданию космических аппаратов с ЯЭУ прямого преобразования сначала с термоэлектрическими преобразователями («БУК», рис. 5), а затем с термоэмиссионными («ТОПАЗ», рис. 6). В условиях отсутствия информационного обмена с американцами эти установки были созданы исключительно на основе отечественных технологий и проектных решений в составе ракет-носителей «Циклон-2». Кроме

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

того, космический аппарат с ЯЭУ «БУК», получивший наименование «УС-А», штатно эксплуатировался вплоть до 1988 г. в составе системы морской космической разведки и целеуказания «Легенда», в обеспечение которой было выполнено 32 запуска на орбиту, близкую к круговой, высотой около 300 км [20–23].

Ключевые роли в создании ЯЭУ «БУК» и «ТОПАЗ» для космического аппарата «Плазма-А» (предприятие главного конструктора – КБ «Арсенал», Ленинград) сыграли предприятия главного конструктора ЯЭУ (НПО «Красная Звезда», директор Г.М. Грязнов, заместитель – главный конструктор В.И. Сербин) и научного руководителя (ФЭИ, директоры В.А. Кузнецов и О.Д. Казачковский, научный руководитель В.Я. Пупко).

Особенностью создания первой в мире космической ЯЭУ «ТОПАЗ» с термоэмиссионными многоэлементными электрогенерирующими каналами (ЭГК) стала конкуренция с ОКР по созданию ЯЭУ «Енисей» с одноэлементными ЭГК (предприятие научного руководителя – ИАЭ им. И.В. Курчатова), которая завершилась созданием наземного прототипа энергоустановки, проданной в 1990-х гг. в США для наземных демонстрационных испытаний. В настоящее время ее проектные решения взяты за основу китайскими разработчиками [18, 24].

Основные характеристики установок прямого преобразования энергии (с термоэлектрическими и термоэмиссионными преобразователями), созданных в период разработки и испытаний космических ЯЭУ первого поколения, приведены в табл. 1.

Таблица 1

ЯЭУ первого поколения

Характеристика на Земле / в Космосе	Наименование установки				
	«SNAP-10A»	«Ромашка»	«БУК»	«ТОПАЗ»	«Енисей»
W _{теп} , кВт	? / 34	28,2 / –	100 / 100	150 / 150	100 / –
W _{эл} , кВт	? / 0,54	0,45 / –	2,5 / 2,5	7 / 7	5,5 / –
Масса, т	0,45	0,5	0,9	1,2	1
Ресурс, мес	12 / 1,5	24 / –	3–6 / 6	6–12 / 6–12	18 / –
Годы испытаний	1964 / 1965	1964 / –	1966–1970 / 1970–1988	1970–1984 / 1987–1988	1975–1985 / –
Кол-во испытаний	? / 1	1 / –	4 / 32	4 / 32	4 / –

Отличительная особенность КЯЭУ «ТОПАЗ» от ЯЭУ «Енисей», связанная с типом использованного ЭГК (рис. 7), проявляется в возможности наращивания $W_{эл}$ в реакторе-преобразователе (РП) за счет увеличения количества электрогенерирующих элементов (ЭГЭ) в многоэлементном ЭГК в РП ЯЭУ второго поколения до субмегаваттного и даже мегаваттного уровня [4, 16, 25], в то время как из-за омических потерь в эмиттерной и коллекторной оболочках ЭГЭ в РП ЯЭУ типа «Енисей» $W_{эл}$ ограничена величиной около 20 кВт [4, 18].

ПIONерские работы специалистов СССР и России в области космической ядерной термоэмиссионной энергетики субмегаваттного класса, проектные решения по которой были успешно реализованы в ЯЭУ «ТОПАЗ» [23], «Енисей» [18] и при разработке межорбитального буксира «Геркулес» для марсианской и других миссий [1], значительно улучшены в проектах установок космических ЯЭУ второго поколения в составе аппаратов для космических миссий XXI в.

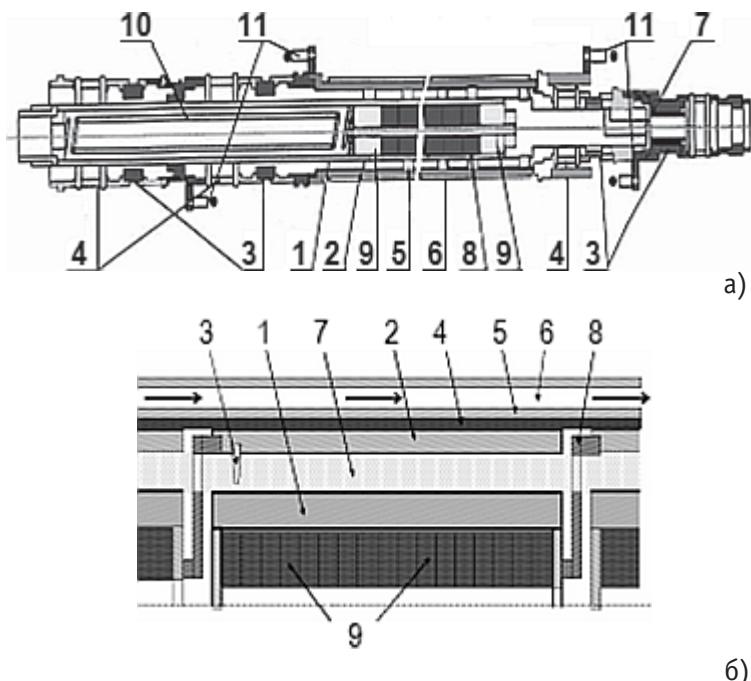


Рис. 7. Схемы одноэлементного (а) и многоэлементного (б) ЭГК: а) 1 – эмиттер; 2 – коллектор; 3 – гермоводы; 4 – сильфоны; 5 – дистанционаторы; 6 – внешняя электризация; 7 – канал подачи Cs в межэлектродный зазор; 8 – топливо; 9 – торцевые отражатели; 10 – фиксирующее устройство; 11 – токовыводы; б) 1 – эмиттер; 2 – коллектор; 3 – дистанционатор; 4 – изоляция; 5 – чехол; 6 – NaK-теплоноситель; 7 – межэлектродный зазор (пары Cs); 8 – коммутационная перемычка; 9 – ядерное топливо (таблетки)

КОСМИЧЕСКИЕ ЯЭУ ВТОРОГО ПОКОЛЕНИЯ

Новые задачи для реализации космических миссий XXI в. с использованием ядерных энергоисточников выдвинули ряд принципиальных технических требований, к важнейшим из которых следует отнести [1, 3, 5, 16]

- необходимость интеграции ЯЭУ в космические аппараты, выводимые современными и перспективными ракетоносителями;
- обеспечение ядерной и радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла космического аппарата с ЯЭУ – абсолютный приоритет;
- увеличение $W_{\text{эл}}$ до 50 – 1000 кВт_{эл} (при выходном напряжении около 120 В) и ресурсе до 7 – 10 лет;
- возможность продолжительного нахождения на РБО до начала работы в режиме транспортно-энергетического модуля.

Современные требования к перспективному ряду бортовых ЯЭУ с термоэмиссионными преобразователями, по мнению специалистов предприятия главного конструктора, разработавшего космический аппарат «Плазма-А» с ЯЭУ «ТОПАЗ» и работающего над созданием космического аппарата второго поколения «Плазма-2010», приведены в табл. 2 [3, 5, 11].

Особенностью нового поколения космических ЯЭУ прямого и машинного преобразования является существенное увеличение отводимой (непреобразованной) тепловой мощности с помощью системы обеспечения теплового режима, важнейшей конструктивной частью которой является холодильник-излучатель. Он при доставке на РБО должен быть уложен под обтекателем ракеты-носителя, а при выходе на РБО – развернут в рабочую конфигурацию. Для бортовых термоэмис-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

сионных ЯЭУ выбор типа холодильника-излучателя сделан в пользу трубчатой жесткой конструктивной схемы [3], а для ЯЭУ с машинным преобразованием на основе газотурбинной установки в цикле Брайтона с быстрым газоохлаждаемым реактором – в пользу капельного [12].

Таблица 2

Ожидаемые характеристики термоэмиссионных ЯЭУ второго поколения

ХАРАКТЕРИСТИКА	Обозначение ЯЭУ							
	ЯЭУ-25	ЯЭУ-50	ЯЭУ-250	ЯЭУ-500	ЯЭУ-1000			
Диапазон полезной электрической мощности, кВт	20 – 80	40 – 120	100 – 250	150 – 500	500 – 1500			
Напряжение постоянного тока на выходе САУ, В	$115 \pm 5\%$							
Тип РП	На промежуточных нейтронах		На быстрых нейтронах					
Загрузка по урану-235, кг	Около 40	50	265	280	362			
Размеры а.з., диаметр/высота, мм	325 / 520	385 / 520	492 / 700	492 / 8–	640 / 930			
Топливо	Двуокись урана		Карбонатал урана					
Теплоноситель	Эвтектический сплав калия и натрия		Литий					
Максимальная температура теплоносителя, °C	600		950					
Ресурс работы, годы (в том числе на форсированном уровне)	До семи (до одного) с доведением по отдельным режимам до 10-ти							
Допустимые уровни излучений на стенке ПО:								
– флюенс быстрых нейтронов ($E_n > 0,1$ МэВ)	$\leq 1 \cdot 10^{12}$ н/см ²							
– поглощенная доза фотонов	$\leq 1 \cdot 10^6$ рад							
Габариты ЯЭУ, диаметр/длина, м:								
– в стартовом положении	2,7 / 5,0	3,7 / 5,1	3,7 / 4,5	3,9 / 12,2	4,5 / 2,5			
– в рабочем положении	2,7 / 20,0	3,7 / 30,6	3,7 / 28,0	3,9 / 22,0	4,5 / 25			
Стадия разработки	Эскизный проект		Концептуальный проект					
Возможные средства выводения (тип РН)	«Союз-2»	«Протон-М» «Ангара»	«Ангара А-5»					

Внешний вид перспективных космических аппаратов с ЯЭУ второго поколения и холодильников-излучателей различного типа по современным представлениям их главных конструкторов представлен на рис. 8.

Совершенно очевидно, что современный этап развития космической ядерной энергетики протекает в условиях конкуренции между различными проектными решениями при создании космических аппаратов с бортовыми установками, имеющими различные типы преобразователей в системах электропитания. Несмотря на существенное расхождение в достигнутой величине к.п.д. (η) преобразователями разных типов, основой выбора типа системы электропитания, кроме учета имеющейся производственно-технической и экспериментально-испытательной

баз, является системный проектный критерий γ энергетических установок для различных схем преобразования энергии [8, 11], показанный на рис. 9 [25].

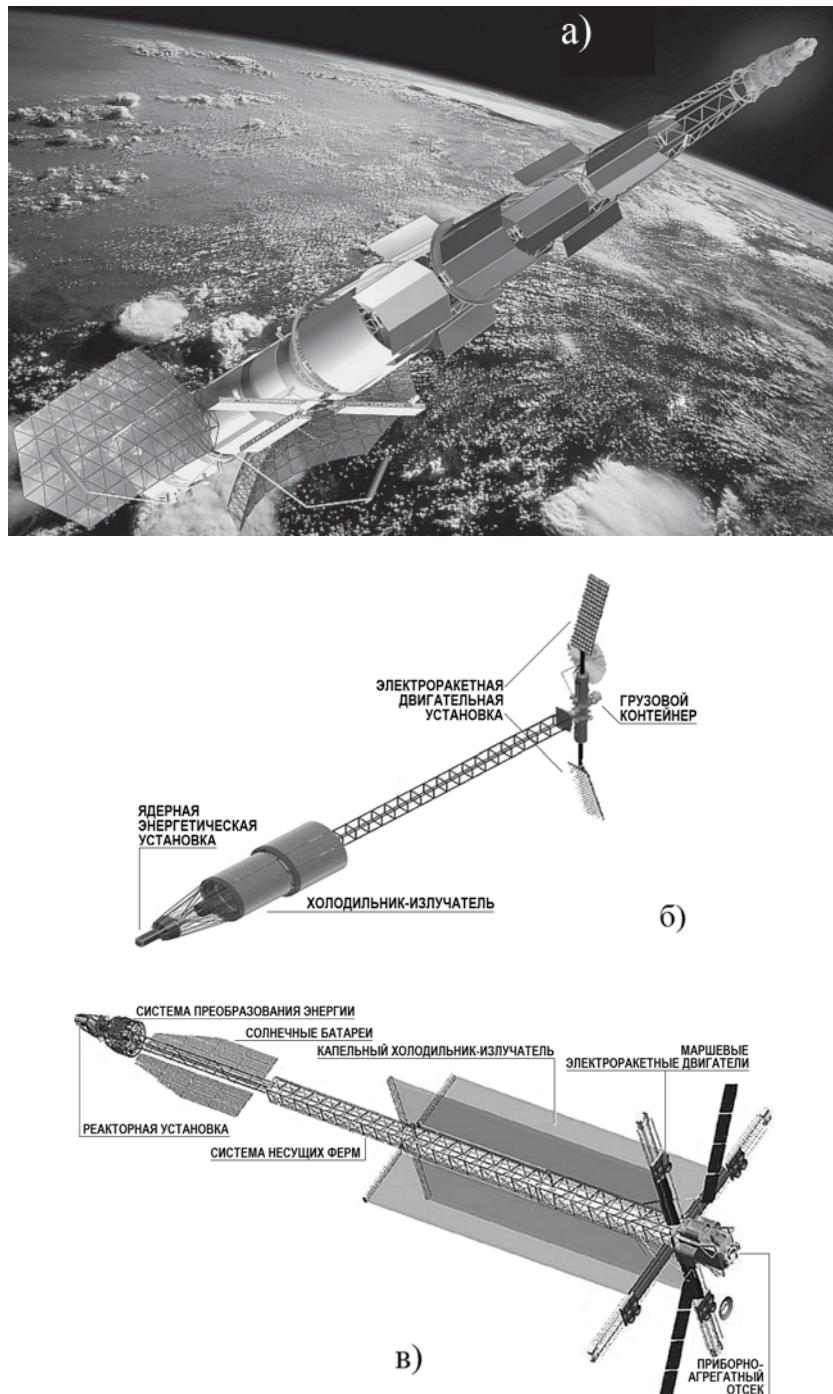


Рис. 8. Внешний вид трех типов транспортно-энергетического модуля с ЯЭДУ субмегаваттного и мегаваттного классов для космических миссий XXI в.: а) – «Плазма-2010» с термоэмиссионной ЯЭУ [3]; б) – «Геркулес» с термо-эмиссионной ЯЭУ [1]; в) – президентский проект «Создание транспортно-энергетического модуля на основе ЯЭДУ мегаваттного класса» с газотурбинной электрогенераторной машинной схемой преобразования [12]

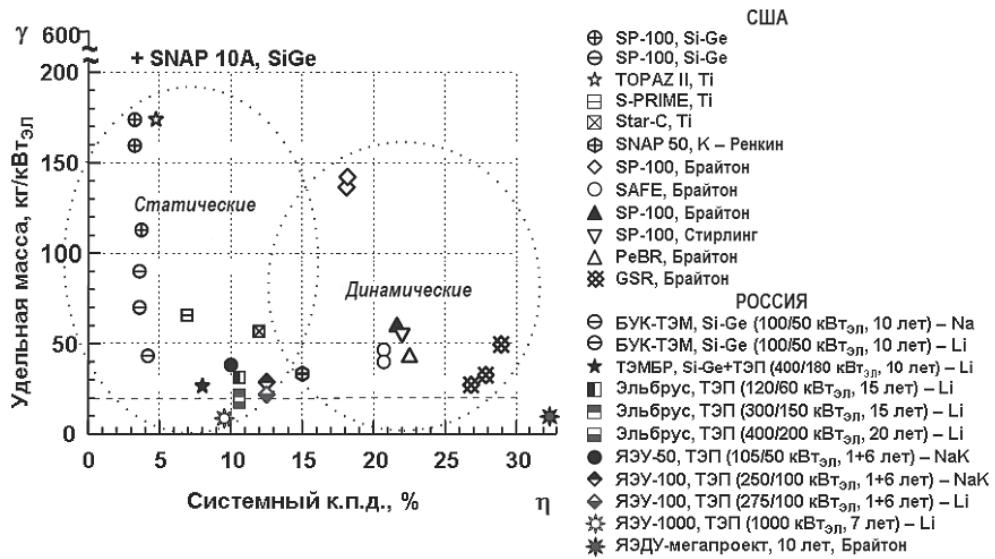


Рис. 9. Сравнение системного критерия γ для ЯЭУ с различными схемами преобразования энергии и η

Из рисунка 9 видно, что, несмотря на достаточно высокий уровень η (около 30%), машинные схемы преобразования с динамическими преобразователями (зона «Динамические») по критерию γ не имеют преимуществ в субмегаваттном и мегаваттном диапазонах $W_{\text{эл}}$ по сравнению с прямым (термоэмиссионным, зона «Статические») преобразованием. Это связано с относительно низким уровнем температуры холодильника-излучателя (около 300К) в термодинамическом цикле Брайтона и Стирлинга машинных схем преобразования. По-видимому, преимущество машинной схемы по сравнению с термоэмиссионным преобразованием энергии начнет проявляться в многомегаваттном исполнении ЯЭУ для космических аппаратов отдаленной перспективы, предназначенных для решения крупных научных и планетарных задач [1, 2, 12].

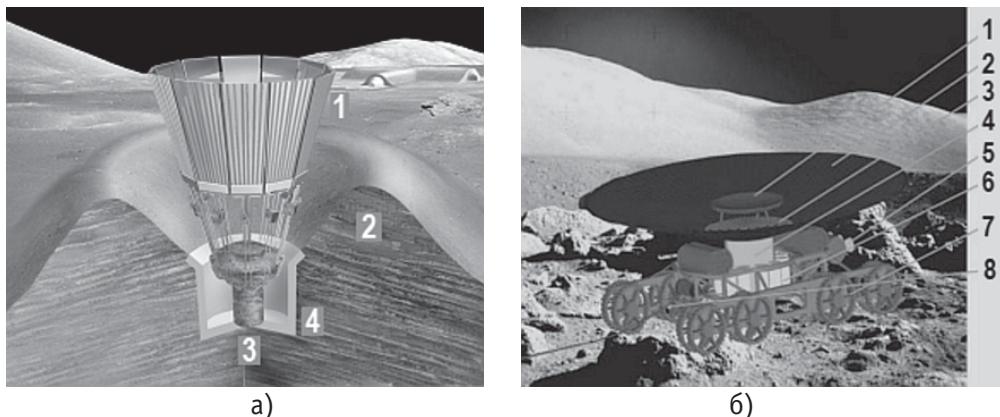


Рис.10 Ядерные электростанции лунной базы: а) концепция РКК «Энергия» [1] – 1 – ХИ; 2 – грунтовый вал; 3 – термоэмиссионный РП; 4 – шахта; б) концепция ГНЦ РФ-ФЭИ [27] – 1 – балластный излучатель; 2 – радиатор; 3 – ТЭП; 4 – защита реактора; 5 – телекамеры блока управления; 6 – приводы СУЗ; 7 – шасси; 8 – силовой и телеметрические кабели

Следует особо отметить новую энергетическую нишу текущего столетия для ядерной технологии электрогенерации субмегаваттного диапазона $W_{\text{эл}}$ (30–500 кВт Эл) при решении задач колонизации Луны и Марса [26], очистки геостационарной орбиты от техногенного мусора и создания системы защиты Земли от

астероидно-кометной опасности [1, 2]. В качестве примера на рис. 10 приведен внешний вид ядерных напланетных электростанций лунной базы по представлениям специалистов РКК «Энергия» (150–500 кВт_{эл.}) и ГНЦ РФ-ФЭИ (около 30 кВт_{эл.} для роботизированной миссии).

В рассматриваемых концепциях таких электростанций для обеспечения приемлемых условий по дозовой нагрузке лунных баз в качестве радиационной защиты предусматривается использование лунного реголита. Отметим, что о создании лунной базы с напланетной ЯЭУ объявлено специалистами Китая ($W_{эл}$ около 10 кВт_{эл} [24]) и США ($W_{эл}$ около 40 кВт_{эл} [28]).

В настоящее время в текущих космических миссиях американские разработчики космических аппаратов широко используют радиоизотопные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ) с установленной $W_{эл}$ около 125 Вт_{эл} на основе унифицированных высокотемпературных термоэлектрических кремний-германиевых преобразователей. Схема РИТЭГ и как пример вид космических аппаратов, на которых эти генераторы установлены, даны на рис. 11 и 12 [29].

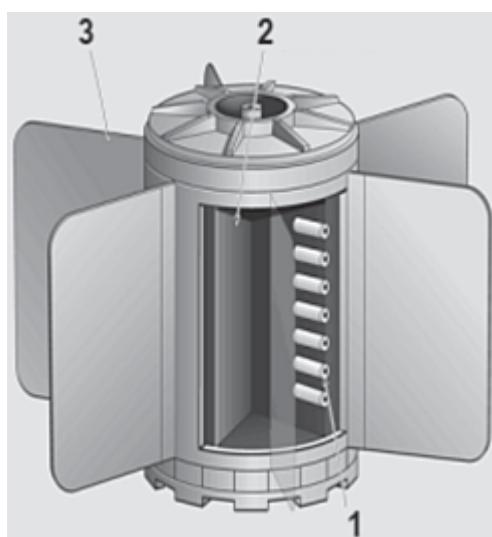


Рис. 11. Унифицированный РИТЭГ ($W_{эл} = 125$ Вт) в текущих проектах ДОЕ и НАСА США: 1 – термоэлектрические преобразователи; 2 – капсула с топливом (плутоний-238); 3 – ребра охлаждения

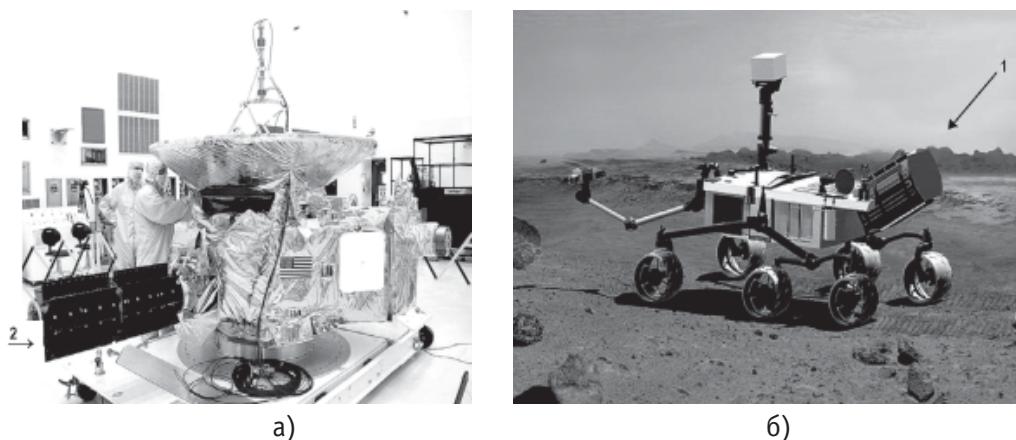


Рис. 12. Актуальные космические миссии США с РИТЭГ: а) – межпланетная космическая станция НАСА «New Horizons» (два РИТЭГ); б) – научная марсианская лаборатория «Curiosity» (один РИТЭГ)

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Перспективные американские проекты использования космических ЯЭУ связаны с реализацией программы «Прометей», в ходе которой была начата разработка КА «JIMO» (установленная $W_{эл}$ около 100 кВт_{эл}) с ЯЭУ, использующей машинное преобразование на основе газоохлаждаемого быстрого реактора и газотурбинной установки, работающих по термодинамическому циклу Брайтона на ресурс до пяти лет [8, 11, 28].

В целом, результаты анализа областей применения энергетических установок, проведенного специалистами предприятий главного конструктора, разрабатывающих КА с солнечными установками, ЯЭУ и ЯЭДУ для различных космических миссий XXI в., представлены на рис. 13 [1, 2, 30].

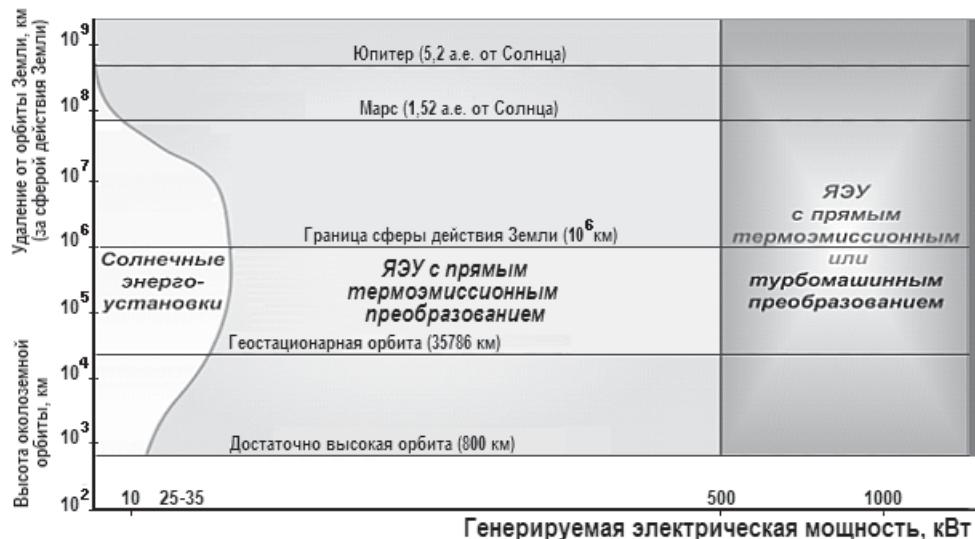


Рис. 13. Области применения различных типов энергостановок в перспективных автоматических космических комплексах для использования в околоземном и дальнем космическом пространстве

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Нараставший спрос на глобальные информационные технологии и услуги, углубление экологических проблем, необходимость создания системы защиты Земли от астероидно-кометной опасности, колонизация Луны, Марса, изучение других небесных объектов делают дальнейшее освоение Космоса с использованием ядерных технологий электрической генерации на борту КА различного назначения одним из важнейших путей обеспечения устойчивого развития земной цивилизации в XXI в.

По системному проектному параметру γ , наличию научно-технического задела КЯЭУ прямого преобразования с термоэмиссионными преобразователями имеют несомненные преимущества в субмегаваттном диапазоне изменения $W_{эл}$ по сравнению с другими схемами преобразования энергии.

Литература

1. Лопота В.А. Космическая миссия поколений XXI века. // Общероссийский научно-технический журнал «Полет», авиация, ракетная техника, космонавтика. – 2010. – Вып. 7. – С. 3–12.
2. Лопота В.А. Космонавтика в XXI веке. // Вестник академии наук. – 2011. – Т. 81. – Вып. 9. – С. 771–793.
3. Романов А.В. Теория комплексной оптимизации проектирования космических аппаратов с ядерными термоэмиссионными энергетическими установками. – СПб.: Издательство ООО «НПО

- «Профессионал», 2010. – 472 с.
4. Ярыгин В.И. Термоэлектричество и термоэмиссия в космических ядерных энергетических установках прямого преобразования. Современное состояние и перспективы. / Доклад № 1117 в трудах Международной конференции «Космическая ядерная энергетика 2005» (SNC 2005), США, 2005.
5. Андреев П.В., Зродников А.В., Ярыгин В.И. и др. Взгляд на космическую ядерную энергетику: 50 лет назад, 50 лет вперед. / Доклад № 1116 в трудах Международной конференции «Космическая ядерная энергетика 2005» (SNC 2005), США, 2005.
6. Ярыгин В.И. Физические основы термоэмиссионного преобразования энергии. Часть 1. Введение в специальность. / Учебное пособие по курсу «Перспективные методы получения и преобразования энергии». – Обнинск, ИАТЭ, 2006. – 104 с.
7. Мелета Е.А., Ярыгин В.И., Ионкин В.И. Термоэлектрические генераторы. Часть 1. Основы физики и техники термоэлектрических устройств для преобразования тепловой энергии в электрическую / Учебное пособие по курсу «Перспективные методы получения и преобразования энергии». – Обнинск, ИАТЭ, 2007. – 104 с.
8. Ярыгин В.И., Сидельников В.Н., Миронов В.С. Выбор вида преобразования энергии для инициативы НАСА по космическим ядерным энергетическим системам – недооцененные возможности термоэмиссии. / Доклад № AIAA-2004-5586 в трудах II Международной конференции по инженерным проблемам преобразования энергии (2nd IECEC'2004), США, 2004.
9. Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические ядерные энергетические установки: прошлое, настоящее, будущее. Часть 1. Космические ядерные энергетические установки первого поколения. / Учебное пособие по курсу «Перспективные методы получения и преобразования энергии». – Обнинск, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012. – 52 с.
10. Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические ядерные энергетические установки: прошлое, настоящее, будущее. Часть 2. Термоэмиссионные ЯЭУ второго поколения, ядерные энергодвигательные установки субмегаваттного и мегаваттного классов с термоэмиссионными и машинным преобразованием энергии. / Учебное пособие по курсу «Перспективные методы получения и преобразования энергии». – Обнинск, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012. – 64 с.
11. Андреев П.В., Гулевич А.В., Ярыгин В.И. и др. Физико-технические возможности термоэмиссии для современных проектов создания КЯЭУ мегаваттного класса. / Доклад № 3014 в трудах Международной конференции «Ядерные и инновационные технологии для космоса» – NETS 2012, США, 2012.
12. Коротеев А.С. Новый этап в использовании атомной энергии в космосе. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 3. – С. 135–138
13. Нариманов Е.А. Космические солнечные электростанции. – М.: «Знание», 1991. – 64 с.
14. Семенов Ю.П., Соколов Б.А., Мельников В.М. и др. Перспективы большой космической энергетики. // Журнал «Конверсия в машиностроении». – 2002. – Вып. 6. – С. 11–16.
15. Андреев В.М., Грилихес В.А., Соколов Б.А. и др. Перспективы создания космических солнечных батарей с концентраторами излучения и многопереходными гетероструктурными фотопреобразователями. // Известия Академии наук. – 2003. – Вып. 3. – С. 60–69.
16. Забудько А.Н., Ионкин В.И., Ярыгин В.И. и др. Ядерные энергетические установки с системами прямого преобразования для транспортно-энергетических модулей тяжелых космических аппаратов с ресурсом более 10 лет. / Доклад в трудах «Космос на страже Родины». Третьи научные чтения по военной космонавтике. – М.: Изд. «Научного инновационно-инжинирингового центра перспективных технологий», – 276 с. – 2001. – С. 201–205.
17. Зродников А.В., Пустовалов А.А., Ярыгин В.И. и др. Модель космоса (восьмое издание). – М.: Изд. «Университет – книжный дом». – 2007. – Т 2. – 780 с. – Глава 2.4. – С. 660–681.
18. Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Усов В.А. Космическая ядерная энергетика (ядерные реакторы с термоэлектрическим и термоэмиссионным преобразованием – «Ромашка» и «Енисей»). / Подред. ак. РАН Н.Н. Пономарева-Степного – М.: – Изд. АТ. – 2008. – 146 с.
19. Разработка и испытание установки SNAP-10A. // Атомная техника за рубежом. – Вып. 6. – М.: Атомиздат. – 1966. – С. 5–16.
20. NASA Facts. Enabling Robust New Space Science Missions: NASA's Nuclear Systems Initiative, National Aeronautics and Space Administration, Washington, D.C., 4 February 2002.
21. Пупко В.Я. История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ-ФЭИ / Издание второе. – Обнинск: ФЭИ. – 2002. – 72 с.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

22. Землянов А.Б., Косов Г.Л., Траубе В.А. Система морской космической разведки и целеуказания (история создания), СПб. – 2002. – 216 с.
23. Грязнов Г.М. Космическая атомная энергетика и новые технологии (Записки директора). – М.: Издательство ФГУП «ЦНИИАтоминформ». – 2007. – 136 с.
24. Hu Gu, Zhao Shouzhi, Ruan Kegiang. A transient analytic method of thermionic reactor: TOPAZ-II. / Доклад №ICONE18-29920 в трудах XVIII Международной конференции по ядерной технике, Китай, 2010.
25. Ярыгин В.И. Современное состояние НИОКР в области создания космических ЯЭДУ суб- и метаваттного класса для транспортно-энергетических модулей. / В научно-техническом сборнике «Итоги научно-технической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 г.». – Обнинск, Изд. ГНЦ РФ-ФЭИ. 2012, – С. 357–363.
26. Луна - шаг к технологиям освоения Солнечной системы. / Под научн. ред. В.П. Легостаева и В.А. Лопоты. – М.: Изд. РКК «Энергия». 2011, – 584 с.
27. Ярыгин В.И., Лазаренко Г.Э., Овчаренко М.К. и др. Космические ЯЭУ на основе реактора на быстрых нейтронах SAFE с низкотемпературными термоэмиссионными преобразователями. // «Известия вузов. Ядерная энергетика.» Вып. 4. 2011. – С. 18–26.
28. Werner J. Development of fission surface power systems for space exploration. // В трудах 242-й Национальной конференции и выставки американского химического общества. США, 2011.
29. http://www.nasa.gov/mission_pages/newhorizons/main/index.html.
30. Журавлев А.Ю. Универсальная космическая платформа с ядерной энергетической установкой (УКПЯЭУ) «Плазма-2010». / В трудах «Королевские чтения». – М.: МГТУ им Баумана. 2011.

Поступила 29.05.2013

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ЗАМОРАЖИВАНИЯ НАТРИЯ ПРИ ТЕХНИЧЕСКОМ ОБСЛУЖИВАНИИ И РЕМОНТЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, С.В. Анников

ФГАОУ ВПО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург



Описаны особенности натриевого теплоносителя, требующие специфических условий для проведения работ на натриевых системах, в частности, исключающие плавление натрия внутри оборудования и трубопроводов при их вскрытии или ремонте. Приведены результаты параметрических исследований процесса охлаждения натрия с использованием программного комплекса SolidWorks. Показаны преимущества быстро устанавливаемого (быстроустановленного) устройства для замораживания натрия при производстве работ на радиоактивных натриевых системах.

Ключевые слова: Натрий, реактор на быстрых нейтронах, замораживание натрия, моделирование процесса охлаждения натрия.

Key words: Sodium, fast breeder reactor, sodium freezing, sodium cooling process simulation.

В большинстве действующих в настоящее время реакторных установках на быстрых нейтронах в качестве теплоносителя используется жидкий натрий. Натрий имеет невысокую температуру плавления ($97,8^{\circ}\text{C}$). Особенностью натриевого теплоносителя является его химическая активность по отношению к воде, пару и воздуху, а в первом контуре реакторов – активация под воздействием нейтронного излучения [1].

Поскольку натрий первого контура активируется, в проекте энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах был реализован второй контур промежуточный. Радиоактивность натрия второго контура низка и практически не влияет на радиационную обстановку в помещениях.

Особенностью реакторов БН-600 и БН-800 является интегральная компоновка, т.е. все основное оборудование первого радиоактивного контура сконцентрировано в одном баке корпусе реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора¹.

¹ На проектируемой реакторной установке БН-1200 предусмотрены новые технические решения, предполагающие размещение фильтров-ловушек первого контура в баке реактора истроенную систему контроля качества натрия первого контура. Это приведет к исключению внешних трубопроводов с радиоактивным натрием и обслуживающих их систем.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,005$ ч). После останова реактора и распада ^{24}Na радиоактивность натрия определяется изотопом ^{22}Na ($T_{1/2} = 2,602$ лет) [2].

Особенности натрия как теплоносителя определяют ряд требований к оборудованию ЯЭУ, связанных с исключением протечек во внешнюю среду. При производстве ремонтных работ используется замораживание натрия. Принцип замораживания используется также в конструкциях уплотнения некоторых натриевых насосов [3] и арматуры больших диаметров [4, 5].

В соответствии с требованиями правил охраны труда при эксплуатации тепломеханического оборудования и тепловых сетей атомных станций технология вскрытия оборудования или трубопровода и их ремонта должна исключать плавление натрия внутри трубопровода или оборудования [6]. Поэтому работы по вскрытию оборудования или трубопроводов с натрием разрешается производить при их температуре и температуре отключенных соседних зон и дренажей не более 60°C.

На практике охлаждение участков натриевых трубопроводов производится за счет естественной циркуляции, в отдельных случаях – обдувом сжатым воздухом. Это требует значительного времени на охлаждение ввиду низкой эффективности процесса охлаждения, больших расходов сжатого воздуха, а при замораживании трубопроводов с радиоактивным натрием приводит к увеличению дозовых затрат персонала. Поэтому представляет интерес исследование режимов принудительного охлаждения натрия для оптимизации этого процесса.

Моделирование режимов охлаждения натрия было проведено с использованием пакета *CosmosFloWorks*, который входит в состав программного комплекса *SolidWorks*.

Для повышения эффективности процесса заморозки участков натриевых трубопроводов рассматривается специальная система, основным элементом которой является быстросъемный цилиндрический элемент (коффи) с патрубком подвода сжатого воздуха, устанавливаемый на охлаждаемый участок трубопровода. Сжатый воздух, проходя по кольцевому пространству между кожухом и натриевым трубопроводом, охлаждает натрий и выходит через торцевой кольцевой зазор.

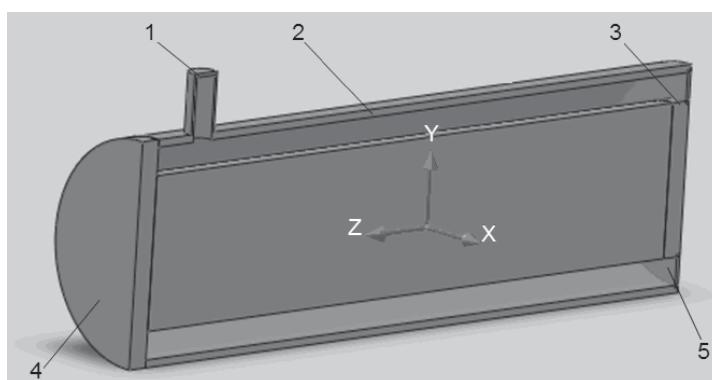


Рис. 1. Разрез модели в сборе: 1 – патрубок входа сжатого воздуха; 2 – кожух; 3,4 – торцевые крышки модели; 5 – кольцевой зазор для выхода воздуха

На первом этапе была создана графическая модель охлаждаемого участка трубопровода с натрием, которая состоит из нескольких элементов [7]. Первым элементом является устройство для охлаждения (рис. 1), представляющее собой цилиндрический элемент (коффи), диаметр которого определяется исходя из диамет-

ра трубопровода с натрием и величины кольцевого зазора между трубопроводом и кожухом. Вторым элементом модели является участок трубопровода, заполненного натрием. Третьим и четвертым элементами модели являются «торцевые крышки» для задания граничных условий.

Исходными данными для моделирования процесса охлаждения являются теплофизические свойства натрия, температура натрия в начале и конце процесса охлаждения, параметры воздуха на входе в кожух, параметры окружающей среды, геометрические характеристики кожуха.

В реальных условиях по сечению трубопровода, заполненного натрием, происходит передача тепловой энергии от соседней тепловой зоны (участка) к охлаждаемому участку за счет теплопроводности. Для учета этого явления задается тепловой поток в виде поверхностного источника теплоты на торцевой крышке 4 (см. рис.1), мощность которого определяется в соответствии с температурным режимом соседней тепловой зоны трубопровода, теплофизическими свойствами натрия и геометрическими характеристиками трубопровода.

Параметры охлаждающей среды на входе в кожух соответствуют штатной системе сжатого воздуха ($P = 650$ кПа). На практике это упрощает подвод охлаждающей среды во все помещения станции через разводки сжатого воздуха. Расход определяется в процессе моделирования исходя из геометрических характеристик устройства для охлаждения.

Моделирование процесса охлаждения натрия проводилось для основных диаметров натриевых трубопроводов энергоблока АЭС.

В статье представлены результаты параметрических исследований режимов охлаждения натриевого трубопровода диаметром 100 мм при длине кожуха 1 м.

Как было указано выше, по правилам безопасности температура натриевого трубопровода при вскрытии не должна превышать 60°C (в разрабатываемых программах производства работ на натриевых системах для запаса принимается 40°C), поэтому расчет проводился до достижения температуры участка, прилегающего к зоне ремонта, 40°C .

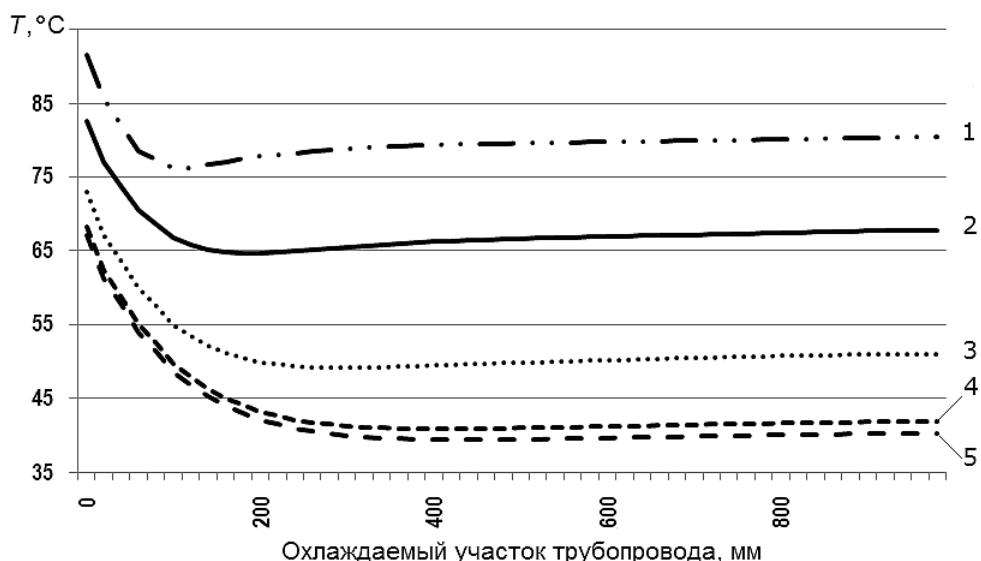


Рис. 2. Изменение температурных полей охлаждаемого участка натриевого трубопровода через 20 (1); 40 (2); 80 (3); 120 (4); 130 (5) минут после начала охлаждения

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Полученные в процессе моделирования результаты в виде температурных полей на охлаждаемом участке имеют характерную конфигурацию. На рисунке 2 приведено изменение температурных полей в процессе охлаждения при толщине кольцевого зазора между кожухом и трубопроводом 20 мм.

После достижения безопасной температуры в целях эффективного использования сжатого воздуха его расход можно снизить. На основании результатов расчетов был определен расход, обеспечивающий поддержание достигнутого значения температуры. На рисунке 3 показано изменение температурных полей до момента стабилизации при снижении расхода воздуха. При этом за начальный момент времени (кривая 1) взяты параметры, соответствующие тепловому состоянию рассматриваемого участка через 130 минут после начала охлаждения (см. рис.2, кривая 5).

Представленное устройство для охлаждения натрия позволяет повысить безопасность проведения работ. При выявлении роста температуры натрия ее можно понизить, увеличив расход сжатого воздуха.

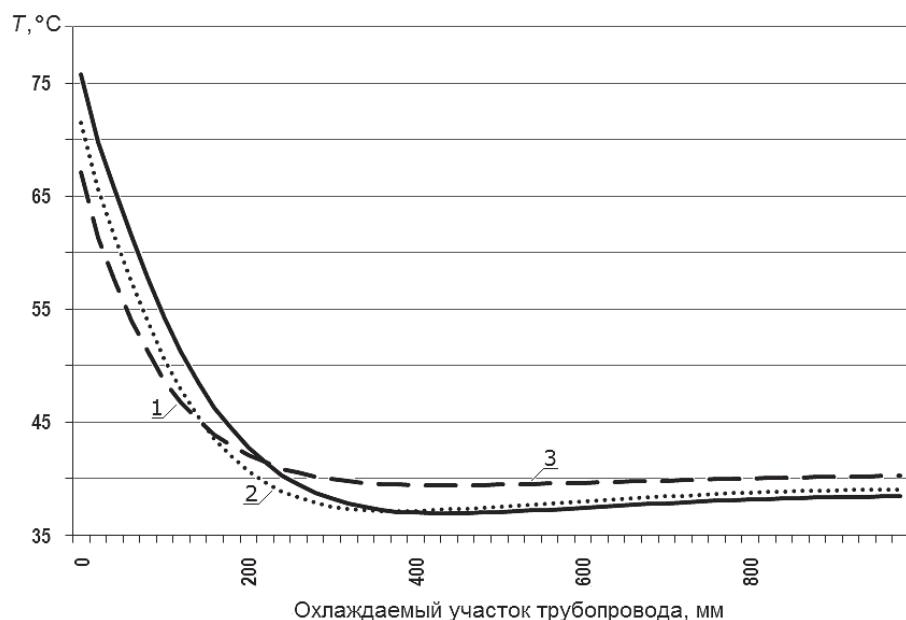


Рис. 3. Температурные поля охлаждаемого участка трубопровода в момент снижения расхода сжатого воздуха (1); через 40 мин (2) и при стабилизации через 60 мин (3)

Для сравнительной оценки эффективности процесса принудительного охлаждения натриевого трубопровода было проведено моделирование процессов снижения температуры натрия при естественной конвекции и температуре окружающего воздуха 25°C. Полученные результаты показали, что скорость охлаждения очень мала (рис. 4).

В реальных условиях температура воздуха в помещении, как правило, значительно выше, следовательно, скорость охлаждения будет еще меньше. Это подтверждают и данные из практики проведения ремонтных работ.

Проведенные параметрические исследования позволили определить зависимость времени снижения температуры натрия до заданного значения от расхода охлаждающей среды, который в свою очередь зависит от геометрических характеристик устройства для расхолаживания, необходимые объемы сжатого воздуха (рис. 5).

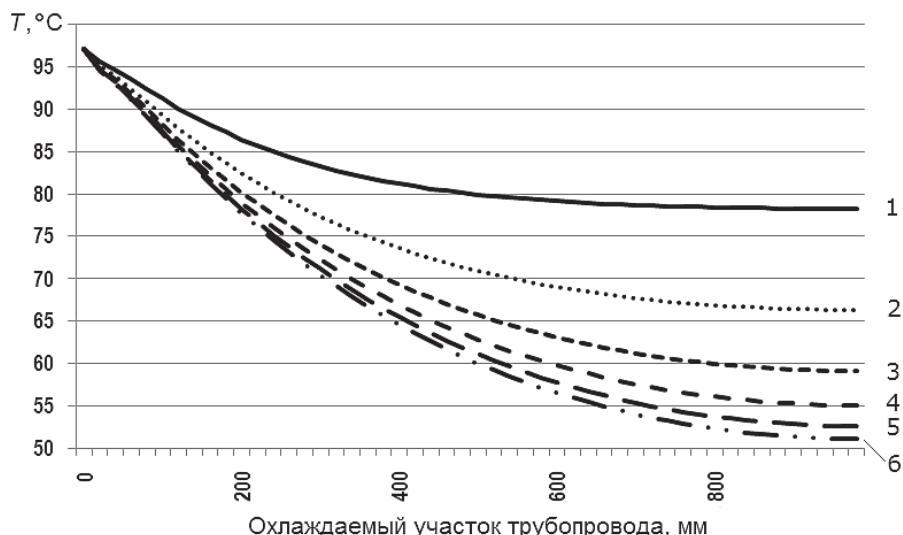


Рис. 4. Изменение температурных полей горизонтального участка трубопровода при естественной конвекции через 40 (1); 80 (2); 120 (3); 160 (4); 200 (5); 240 (6) минут после начала охлаждения

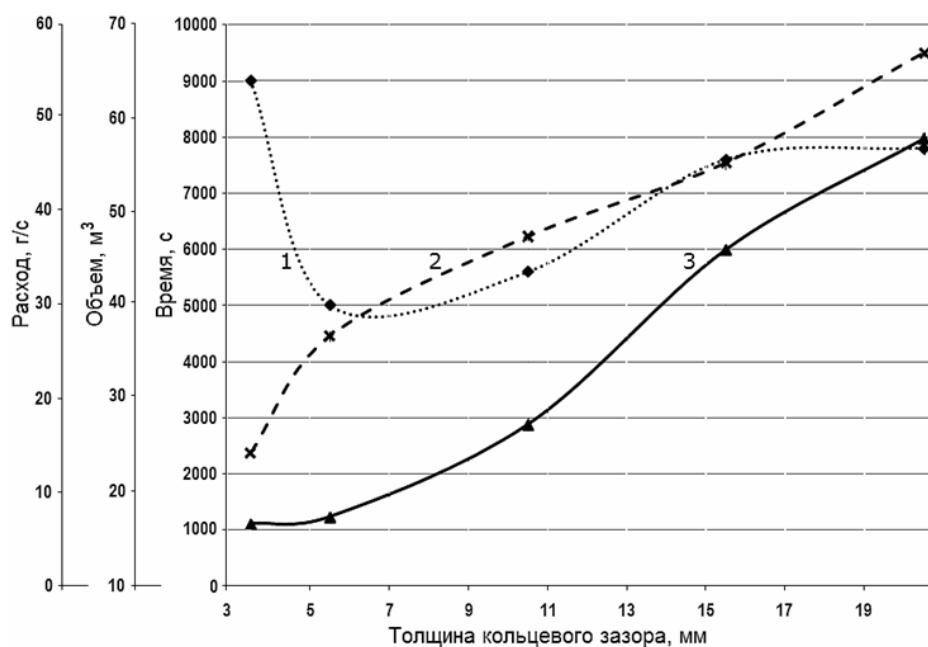


Рис. 5. Зависимость времени охлаждения, расхода и потребного объема охлаждающей среды от величины кольцевого зазора: 1 – время охлаждения; 2 – расход охлаждающей среды; 3 – затраченный объем воздуха

Результаты параметрических исследований, полученные с помощью моделирования, могут быть использованы для оптимизации процесса охлаждения натрия при проведении работ на натриевых системах и оборудовании [8].

Как указывалось выше, в состав энергоблока АЭС с реакторами БН-600 и БН-800 входят системы с радиоактивным натрием, для которых существует необходимость замораживания натрия при проведении ряда работ.

В качестве примера было проведено моделирование системы заморозки для трубопровода подачи натрия первого контура на очистку $\varnothing 219 \times 11$, на котором

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

производилась замена арматуры с целью продления срока эксплуатации. Как показывают результаты моделирования, температура охлаждаемого участка, примыкающего к заменяемой арматуре, снизилась до 45°C через три часа охлаждения с помощью быстросъемного устройства. При этом температура участка со стороны реактора составляла 58°C. В реальных условиях время охлаждения путем обдува охлажденным воздухом составило около двух суток.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При использовании натриевых технологий в реакторных установках на быстрых нейтронах необходимо соблюдение специфических требований к производству работ по вскрытию и ремонту натриевых трубопроводов и оборудования, включающих в себя заморозку и поддержание безопасного значения температуры натрия.

Моделирование режимов расхолаживания натриевых трубопроводов позволяет оптимизировать процесс снижения температуры до безопасного значения.

Представленное быстро устанавливаемое и быстросъемное устройство позволяет эффективно производить охлаждение и поддерживать безопасную температуру натрия при производстве работ на оборудовании и трубопроводах, а для радиоактивных систем – снижать дозовые затраты за счет сокращения времени выполнения указанных операций в условиях повышенного радиационного фона.

Литература

1. Козлов Ф.А., Алексеев В.В., Загорулько Ю.И. и др. Технология использования натрия как теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сб. тезисов докладов VI Международной научно-технической конференции 21–23 мая 2008 г. – Москва, 2008. – С.270–276.
2. Ташлыков О.Л., Щекlein C.E., Булатов В.И., Шастин А.Г. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. – №1. – С.55–60.
3. Митенков Ф.М. Главные циркуляционные насосы АЭС / Ф.М. Митенков, Э.Г. Новинский, В.М. Будов / Под общ. ред. Ф.М. Митенкова. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 376 с.
4. Арматура ядерных энергетических установок / Д.Ф. Гуревич, В.В. Ширяев, И.Х. Пайкин, И.М.-Гольдштейн. – М.: Атомиздат, 1978. – 352 с.
5. Ташлыков О.Л. Технологии ремонта парогенерирующей установки: учебное пособие / О.Л.-Ташлыков. Екатеринбург: УГТУ–УПИ, 2009. 118 с.
6. Правила охраны труда при эксплуатации тепломеханического оборудования и тепловых сетей атомных станций ФГУП Концерн «Росэнергоатом» СТО 1.1.1.02.001.0673–2006. М.: Концерн «Росэнергоатом», 2007. – 198 с.
7. Анников С.В., Ташлыков О.Л. Моделирование процессов заморозки и охлаждения натрия в трубопроводах // Итоговая конференция конкурса научных работ студентов ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям» / Тезисы докл. М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – С.24.
8. Фиш Н.А., Анников С.В., Ташлыков О.Л. Повышение эффективности охлаждения натрия в трубопроводах при проведении ремонтных работ / Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии / Сб. материалов Всероссийской научно-практической конференции с международным участием студентов, аспирантов и молодых ученых 18–21 декабря 2012 г. Екатеринбург: УрФУ, 2012. С.197–200.

Поступила в редакцию 02.04.2012

ВЫБОР ЗАПИРАЮЩЕЙ СРЕДЫ УПЛОТНЕНИЯ ВАЛА ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ РУ СО СВИНЦОВЫМ И СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

А.В. Безносов, Э.Г. Новинский, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,
г. Нижний Новгород*



Рассмотрены варианты применения возможных запирающих сред (масла или воды высокой чистоты) в системе уплотнения вращающегося вала (УВВ) главных циркуляционных насосов (ГЦН) основных контуров с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемых свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Анализ проведен исходя из необходимости оптимизации параметров работы самого уплотнения и с учетом возможного воздействия запирающей среды на эксплуатационные свойства реакторного контура как при нормальной работе, так и при аварийном поступлении значительных количеств масла или конденсата воды из системы УВВ ГЦН в реакторный контур.

Ключевые слова: запирающая среда, уплотнение вала, главные циркуляционные насосы, свинцовый и свинцово-висмутовый теплоноситель.

Key words: locking medium, shaft seals, the main circulating pump, lead and lead-bismuth coolant.

ВВЕДЕНИЕ

К основным элементам реакторных контуров проектируемых в настоящее время отечественных энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемых свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями, относятся ГЦН, осуществляющие циркуляцию этих теплоносителей. Важнейшее значение для нормальной работы ГЦН и системы защитного инертного газа реакторного контура имеет надежная работа уплотнения вращающегося вала главных циркуляционных насосов. Основная функция этого конструктивного узла ГЦН – герметизация газового объема реакторного контура при работе насоса во всех режимах его эксплуатации, включая режим горячего резерва. При нарушениях нормальной работы уплотнения вала ГЦН возможно аварийное поступление значительных количеств

- радиоактивного газа, содержащего полоний и другие радионуклиды, из системы защитного газа реакторного контура в помещение;
- масла или воды из системы УВВ ГЦН в реакторный контур, что приводит к недопустимому образованию в нем примесей жидкокометаллического теплоносителя.

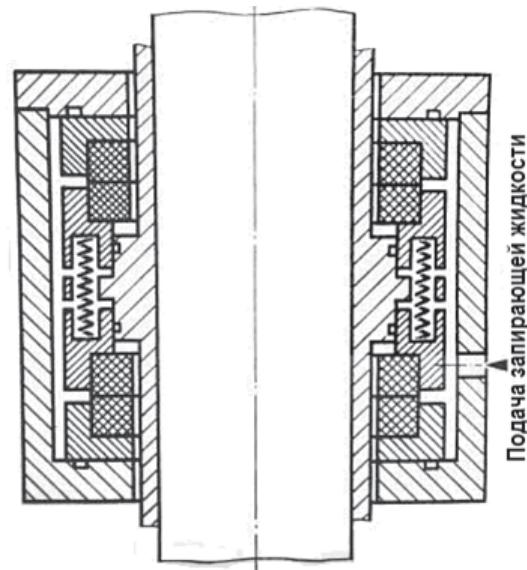


Рис. 1. Схема уплотнения вращающегося вала насоса с газовой подушкой

На рисунке 1 показана принципиальная конструктивно-компоновочная схема узла уплотнения вращающегося вала, принятая для обеспечения герметичности по валу отечественных циркуляционных насосов реакторов с жидкокометаллическим теплоносителем и подушкой защитного инертного газа.

Принцип работы УВВ заключается в следующем. На валу насоса и на его корпусе устанавливаются элементы (вращающиеся и неподвижные кольца), прижимаемые торцевыми поверхностями тем или иным способом. Между рабочими поверхностями колец, выполняемых из материалов с малым коэффициентом трения, предусмотрен зазор от нескольких микрометров до десятков микрометров, заполненный запирающей средой, для создания в корпусе гидравлического затвора. В качестве среды возможно применение масла или воды высокой чистоты, обеспечивающих жидкостное трение контактных поверхностей и исключающих выход защитного газа реакторного контура в атмосферу или поступление кислорода воздуха в систему газа.

Замкнутая полость между контактными поверхностями соединяется с напорным бачком, заполненным запирающей жидкостью, а протечки через ее две пары трения (контурная и атмосферная) собираются в сливных бачках.

Такой тип конструкции вращающегося вала принято называть «двухступенчатым торцевым уплотнением».

ВАРИАНТЫ ПРИМЕНЕНИЯ ВОЗМОЖНЫХ ЗАПИРАЮЩИХ СРЕД

Целью работы является сравнительное исследование возможного влияния рабочих сред (масла, воды) на работу самого уплотнения и реакторного контура с учетом имеющегося опыта эксплуатации уплотнений вращающихся валов ГЧН реакторных контуров.

Традиционной средой, используемой и в настоящее время в системах уплотнений валов ГЧН отечественных реакторных контуров со свинцово-висмутовым и натриевым теплоносителями, является органическое масло (турбинное, вакуумное или др.).

К достоинствам масла как рабочей среды в системах уплотнения валов ГЧН относятся высокая вязкость, хорошая адгезия к возможным материалам кон-

тактных поверхностей, отсутствие коррозионного воздействия на материалы уплотнения, ГЦН и контура.

В процессе эксплуатации реакторной установки со свинцово-висмутовым теплоносителем АПЛ проекта 705 [1] имели место поступление масла из напорного масляного бака в реакторный контур и его контакт со свободной поверхностью теплоносителя в результате ошибочных действий эксплуатационного персонала.

Опыт эксплуатации ГЦН стационарных РУ с натриевым теплоносителем показывает, что необходимо анализировать последствия возможной аварии с поступлением среды из системы УВВ в контур, что должно быть определяющим критерием при выборе запирающей среды [3].

В НГТУ им. Р.Е. Алексеева проводились исследования процессов контактного взаимодействия масел различных марок со свинцово-висмутовым и свинцовыми теплоносителями с температурой 250–450°C при подаче масла на свободные поверхности, очищенные от шлаков и покрытые слоем шлаков на основе оксида теплоносителя, а также непосредственно в его объем (под свободный уровень) [2]. Общим для всех процессов подачи масла является его термическое разложение и образование газов (водорода, метана и др.) и испарение жидкой фазы углеводородов, образующихся в процессе пиролиза масла при рабочих температурах жидкокометаллического контура и конденсирующихся при нормальных условиях. Образование водорода и его газа – парообразных соединений – приводило к восстановлению оксидов теплоносителя (в случае их наличия) и раскислению тяжелого жидкокометаллического теплоносителя.

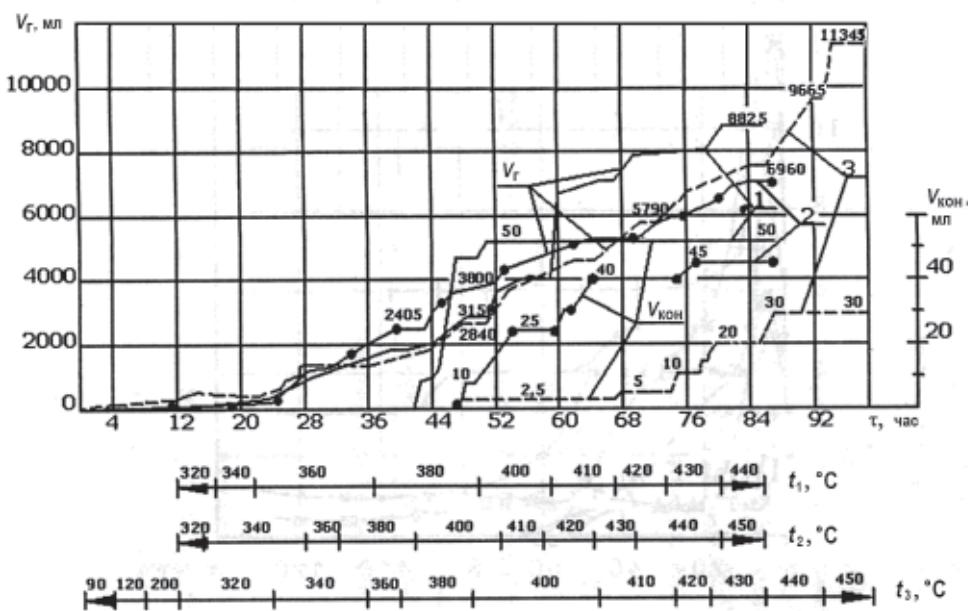


Рис. 2. Выход газообразных продуктов и конденсата при пиролизе турбинного масла: 1, t_1 – пиролиз масла АУ; 2, t_2 – пиролиз масла АУ при контакте с ТЖМТ; 3, t_3 – пиролиз масла АУ при контакте с ТЖМТ и его оксидами

Представленные на рис. 2, 3 примеры характеристик процессов термического разложения масла при взаимодействии с жидкокометаллическими теплоносителями показывают, что такие процессы при рабочих температурах контуров приводят к полному разложению масел в контакте с теплоносителем. При этом не происходит образования на стальных поверхностях, контактирующих

ших с маслом под уровнем теплоносителя, каких-либо образований или углеродосодержащих отложений (нагаров или др.), негативно влияющих на работоспособность материалов контура. Зафиксировано некоторое улучшение структуры и состава защитных оксидных покрытий на стали ЭИ-852 имитатора ТВС с имитаторами твэлов, что видно из табл.1.

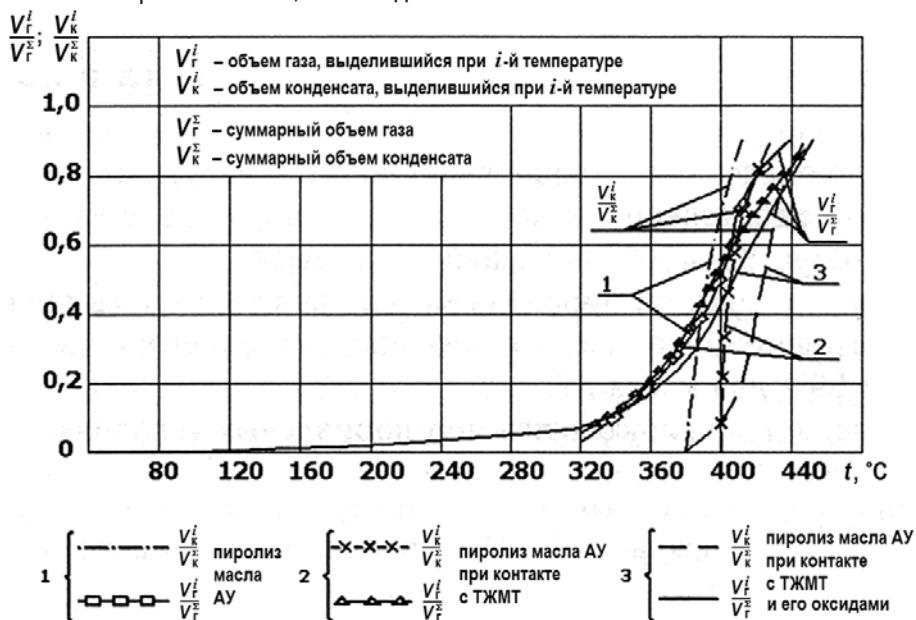


Рис. 3. Нормированный выход газообразных продуктов и конденсата при пиролизе турбинного масла (130 X 88.5)

Таблица 1

Результаты рентгенофазового анализа взаимодействия масла с эвтектикой свинец-висмут в циркуляционном контуре стенда НГТУ

Место вырезки образца на анализ	Фазовый состав (в порядке понижения интенсивности линий)
Исходное состояние (эталон)	Ме ₃ O ₄ , Bi, основа (α -фаза), феррит свинца (очень слабо)
Нижний участок	Pb-Bi, основа (α -фаза), Ме ₂ O ₃ (ближе к Cr ₂ O ₃), Ме ₃ O ₄ (очень слабо) + неизвестная фаза (идентифицировать не удалось)
Средняя часть	Pb-Bi, Ме ₃ O ₄ , Ме ₂ O ₃ (ближе к Cr ₂ O ₃), основа (α -фаза), PbO (очень слабо)
Верхний участок	Pb-Bi, Ме ₃ O ₄ , PbO (слабо), Ме ₂ O ₃ (ближе к Cr ₂ O ₃), основа (α -фаза)

Наряду с этим фиксировался массоперенос и конденсация продуктов пиролиза масла на «холодных» поверхностях оборудования и трубопроводах системы защитного газа. Эти покрытые органическими соединениями поверхности в дальнейшем могут являться естественными фильтрами-ловушками «пылевидных» примесей (частиц оксидов теплоносителя и др.) в системе защитного газа. Локальная концентрация частиц может ухудшать радиационную обстановку вблизи таких участков.

При нормальной (не аварийной) работе системы уплотнения валов ГЦН с

использованием масла возможен массоперенос паров и капель масла за счет процессов диффузии или с потоком газа к свободной поверхности теплоносителя с последующим контактом этих сред. Критический размер капли масла, транспортируемый в любом направлении потоком газа, может быть определен из равенства

$$\rho_m g V = K_f \rho_g W^2 S / 2,$$

где ρ_m и ρ_g – плотности масла и газа; V – объем капли; W – скорость потока; S – площадь миделевого (наибольшего) сечения капли. Для сферической формы коэффициент сопротивления K_f порядка 0,5.

Оценка величины масла, транспортируемого от уплотнения вала насоса к свободной поверхности теплоносителя реакторного контура, показывает следующее. Для условий: газ – гелий, давление – около 2 кгс/см² (ата), температура – 50°C. Масло веретенное АУ, температура – 50°C. В этих условиях зависимость возможного уноса капли радиусом r (м) от скорости W (м/с) будет составлять $r \approx 10^{-6} W^2$. Учитывая скорость газа в зазорах уплотнения и насоса, не превышающую 10^{-2} м/с, быструю коагуляцию капель, термодиффузию, адгезию к элементам конструкций насоса, эффектом уноса можно пренебречь. Над свободной поверхностью масла веретенного АУ при температуре 50°C в равновесном состоянии насыщения содержится 0,4 г/м³ паров масла в газе (парциальное давление ~ 2мм рт.ст.). Принимая, что расход газа через газовую полость насоса порядка 5·10⁻³ м³ (определен для условий ГЦН транспортной РУ) и весь этот газ насыщается парами масла, получаем максимальную величину подвода масла к свободным уровням жидкокометаллического теплоносителя в ГЦН порядка 10⁻² г/час. Учитывая, что практически эта величина меньше из-за «проноса» части паров и их конденсации в трубопроводах и оборудовании системы защитного газа, отмеченным эффектом также можно пренебречь.

В настоящее время отечественной промышленностью освоен выпуск торцевых уплотнений вала ГЦН, отвечающих специфическим требованиям реакторных контуров с различными жидкокометаллическими теплоносителями.

Вода высокой чистоты (дистиллят) является традиционной, широко используемой средой в уплотнениях валов ГЦН реакторных установок с водяным теплоносителем (ВВЭР, РБМК) [4]. Такие уплотнения нашли применение в конструкциях насосов для исследовательских стендов со свинцово-висмутовым и свинцовыми теплоносителями.

С точки зрения смазочных свойств вода имеет худшие характеристики по сравнению с маслами, однако достаточные для обеспечения работы уплотнения вращающегося вала по прямому назначению.

Поступление паров и капель воды из уплотнения вала ГЦН и их контакт со свободной поверхностью свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей реакторного контура возможны при нормальной работе насоса за счет аналогичных описанным процессов диффузии и захвата паров и капель воды потоком защитного газа. Нельзя исключать возможность аварийного поступления конденсата из системы уплотнений вала на поверхности конструкций ГЦН и свободную поверхность теплоносителя в баке насоса.

В реакторных контурах со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями вода является «естественной» примесью. Пары воды образуются в процессе технологических обработок контура восстановительными газовыми смесями в результате реакции восстановления водородом оксидов свинца или висмута. Пары воды могут поступать в реакторный контур при необнаруживаемом месте течи пара, воды и неустранимой межконтурной неплотности па-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

рогенератора. Дополнительное поступление воды из системы уплотнения вала ГЧН в реакторный контур, вероятно, несущественно скажется на его эксплуатационных характеристиках.

В зависимости от температуры зоны контакта водяного пара и жидкостного теплоносителя водяной пар может быть окислителем или раскислителем теплоносителя.

С точки зрения использования в системе уплотнения вала ГЧН вода имеет меньшую вязкость и несколько худшую адгезию к контактным поверхностям уплотнения вала; по этим свойствам вода «проигрывает» маслу. Негативным результатом использования воды в системе уплотнения вращающегося вала насоса является возможность «вымывания» консистентной смазки из подшипников ГЧН, расположенных выше свободного уровня теплоносителя. На стенде ФТ-1 НГТУ зафиксирован случай незапуска циркуляционного насоса, перекачивающего свинцово-висмутовый теплоноситель, вследствие заклинивания подшипника качения, расположенного между уплотнением вала и уровнем теплоносителя. Последующая ревизия показала отсутствие консистентной смазки в подшипнике, наличие конденсата и существенное коррозионное разрушение поверхностей его элементов после длительного перерыва в работе насоса, при незакрытии арматуры от бачков с водой к уплотнению вала и нарушения периодичности подпитки подшипника насоса консистентной смазкой.

ВЫВОДЫ

1. Для обеспечения надежной работы самого уплотнения, подшипников и других элементов ГЧН предпочтительным для использования в системе уплотнения вала ГЧН является масло.

2. С точки зрения влияния на эксплуатационные характеристики контура использование в системе УВВ в качестве рабочей среды масла и воды высокой чистоты приблизительно равнозначно. В случае использования воды должно быть гарантировано недопущение вымывания консистентной смазки из подшипников ГЧН.

3. Для обеспечения пожарной безопасности ГЧН и окружающего помещения отсутствие масла является предпочтительным.

Литература

1. Безносов А.В., Драгунов Ю.Г., Рачков В.И. Тяжелые жидкостные теплоносители в атомной энергетике. – М.: ИздАт, 2007, 434 с.
2. Безносов А.В., Бокова Т.А. Оборудование энергетических контуров с тяжелыми жидкостными теплоносителями в атомной энергетике: учеб. пособие / А.В. Безносов, Т.А. Бокова. Нижегород. гос. техн. ун-т им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород: 2012, 536 с.
3. Безносов А.В., Дмитриев С.М., Новинский Э.Г., Зиновьев В.Б. и др. Увеличение ресурса торцевых уплотнений. Нижний Новгород, НГТУ. Отчет по научно-исследовательской работе. Инв. №267/93 пн (02940.00.31.26), 1993.
4. Митенков Ф.М., Новинский Э.Г., Ракитин В.П., Чистяков В.Б. Разработка и внедрение высоконадежных узлов трибосопряжений для циркуляторов атомной энергетики. – М.: Тяжелое машиностроение. № 9. 2004. С. 10–11.

Поступила 12.12.2012

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ И УСТРОЙСТВ ВОДОРОДНОЙ ОЧИСТКИ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ЦИРКУЛЯЦИОННЫМ КОНТУРАМ С ТЯЖЕЛЫМИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

**В.В. Ульянов, П.Н. Мартынов, В.А. Гулевский, А.С. Фомин,
Ю.А. Тепляков**

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



Рассмотрена проблема загрязнения циркуляционных контуров с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями шлаковыми отложениями на основе оксида свинца. Для решения проблемы применяется метод водородной очистки, заключающийся во введении смеси Ar-H₂O-H₂ непосредственно в поток циркулирующего теплоносителя. Устройством, используемым для водородной очистки, является механический (дисковый) диспергатор газа. Разработана методика его испытаний, проведена водородная очистка циркуляционного контура стенда ТТ-2М при помощи диспергатора. Результаты исследований позволяют рекомендовать диспергатор к использованию в первых контурах перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями.

Ключевые слова: тяжелый жидкокометаллический теплоноситель, циркуляционный контур, диспергатор газа, водородная очистка, датчик активности кислорода.

Key words: heavy liquid metal coolant, the circulation loop, gas disperser, hydrogen purification, oxygen sensor activity.

Проблеме взаимодействия тяжелых жидкокометаллических теплоносителей (ТЖМТ) с водородом, водой и водяным паром долгое время во всем мире уделяется пристальное внимание, т.к. расплав свинца и его сплав с висмутом рассматриваются в качестве перспективных теплоносителей для коммерческих атомных электростанций с реакторными установками (РУ) на быстрых нейтронах, а в последнее время эта тема стала особенно актуальной.

Многолетние исследования и богатый опыт эксплуатации Pb-Bi- и Pb-контуров показали, что в них неизбежно происходит поступление примесей в ТЖМТ, взаимодействие этих примесей между собой, с компонентами теплоносителей и конструкционными материалами, транспортировка и локализация продуктов этих взаимодействий. Состав, физическое состояние и количество примесей во многом зависят от стадии и условий эксплуатации контуров. На

© В.В. Ульянов, П.Н. Мартынов, В.А. Гулевский, А.С. Фомин, Ю.А. Тепляков, 2013

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

этапе создания контура происходит взаимодействие Pb (Pb-Bi) и конструкционных материалов с атмосферой. При эксплуатации контура после заполнения его ТЖМТ дополнительное количество примесей образуется за счет растворения компонентов конструкционных материалов. Дополнительное воздействие могут вносить течи парогенераторов. Однако основное количество примесей образуется за счет взаимодействия ТЖМТ и контура с кислородом воздуха, которое происходит в ситуациях, связанных с разгерметизацией контура (при замене оборудования, датчиков контроля параметров работы и других узлов, а также при проведении ремонтных работ) [1, 2].

Первоначально отсутствовали способы очистки ТЖМТ от примесей на основе PbO, которые составляют большую часть всех нерастворимых примесей. Также важной задачей было поддержание качества теплоносителя после очистки. Для решения этих проблем был разработан метод водородной очистки теплоносителя, основанный на введении смесей водорода и водяного пара непосредственно в поток ТЖМТ.

Сущность такого ввода заключается в подаче в объем ТЖМТ газовой фазы (химически активной по отношению к нерастворимым примесям на основе PbO) при помощи специального устройства, диспергирующего его в потоке теплоносителя. Образуется двухкомпонентный поток ТЖМТ-газ. При его циркуляции по контуру происходит доставка восстановительной газовой фазы к локальным участкам поверхностей контура, в том числе и местам концентрации примесей, отложений. При взаимодействии отложений на основе PbO с полученной мелкодисперсной газовой фазой происходит восстановление Pb со значительным или полным разрушением отложений. Дополнительное разрушение отложений происходит за счет

- растворения отложений в раскисленном водородом теплоносителе;
- динамического воздействия двухкомпонентного потока на отложения вследствие дополнительных касательных и нормальных напряжений вблизи стенок контура, возникающих при движении двухкомпонентного потока.

Дисперсные частицы разрыхляющиеся и разрушающиеся отложений примесей за счет эффекта флотации могут «высаживаться» на границы раздела газовая фаза-ТЖМТ и далее транспортироваться с этим пузырьком в составе двухкомпонентного потока или непосредственно потоком ТЖМТ. Затем происходит сепарация всех взвешенных в теплоносителе примесей на его зеркале и завершающее полное восстановление свинца из этих примесей. При этом продукт водородного восстановления (Pb) возвращается в объем ТЖМТ.

В период с 1968 по 1999 гг. проведено огромное количество исследований [2] в области применения водорода пара в технологии тяжелого теплоносителя (ТТ). Их результаты позволили обосновать технологию обращения с ТЖМТ Pb-Bi-контуров транспортных РУ. Транспортные РУ были петлевой конструкции, т.е. имели протяженные трубопроводы, относительно высокие скорости циркуляции и небольшие объемы ТЖМТ. Компенсатор объема контуров транспортных РУ был проточный с расходом ТЖМТ от 1,0 до 2,0 % основного расхода. Значения средних скоростей в контуре петлевой РУ в номинальном режиме достигали от 2,5 до 3 м/с, в режиме водородной очистки от 0,7 до 1,5 м/с. Нижний предел скорости ТЖМТ при проведении очистки определен в результате целого комплекса исследований, показавших отсутствие транспортировки газовой фазы при скоростях ниже 0,6 м/с [4].

В настоящее время в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерго-

технологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» ТЖМТ исследуются с точки зрения применимости в гражданской атомной энергетике (одним из результатов этой программы будет являться построение опытно-демонстрационных образцов реакторов на быстрых нейтронах со свинцовыми и со свинцово-висмутовыми теплоносителями).

Особенность создаваемых РУ в том, что они являются установками моноблочной (баковой) или условно баковой (усовершенствованной петлевой) конструкции. Условия работы, режимы образования отложений и режимы применения средств ТТТ транспортных РУ и разрабатываемых РУ существенно отличаются (в последних невозможно применение устройств и режимов, разработанных для транспортных РУ). Таким образом, возникла необходимость проведения целого комплекса исследований, направленных на обоснование технологии применения смесей водорода и водяного пара для обеспечения безаварийной работы перспективных РУ усовершенствованной петлевой и моноблочной конструкции.

Как показал анализ методов диспергирования газа и организации двухкомпонентного потока [3], наиболее важными ограничениями при организации эффективной обработки ТЖМТ и первого контура РУ усовершенствованной петлевой и моноблочной конструкции являются значительная протяженность вертикальных опускных каналов и течений и малые значения ($< 0,2 \text{ м/с}$) скоростей ТЖМТ в них. При таких скоростях ТЖМТ в опускных течениях размер газовых пузырей, получаемых с использованием устройств формирования двухкомпонентного потока, должен быть не более 300 мкм (пузыри большего размера будут сепарироваться, а пузыри требуемого размера и менее будут захватываться теплоносителем и циркулировать в составе двухкомпонентного потока ТЖМТ-газ).

Было проведено расчетное сравнение [3] возможных методов и устройств диспергирования газовой фазы в жидкостях и организации двухкомпонентного потока жидкость-газ, а на основании результатов теоретического сравнения целый ряд таких устройств был исследован экспериментально. В результате для дальнейших исследований был выбран созданный на базе ГНЦ РФ-ФЭИ механический (дисковый) диспергатор газа (ДГ).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ, ИСПОЛЬЗОВАВШЕЕСЯ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Главной задачей проведенных исследований являлось экспериментальное доказательство эффективности процессов технологии ТЖМТ при использовании двухкомпонентных потоков ТЖМТ-мелкодисперсная окислительно-восстановительная газовая фаза, а именно, проведение водородной очистки циркуляционного контура экспериментального стенда ГНЦ РФ-ФЭИ при помощи разработанного механического диспергатора газа (рис. 1).

Действие диспергатора газа основано на дроблении газовых пузырей в жидкости при попадании их в поток с большим градиентом скоростей. В таком потоке благодаря неравномерности сил скоростного напора, приложенных к элементам поверхности, происходит разрушение больших пузырей на более мелкие. Создание высокоградиентного потока жидкости в диспергаторе осуществляется в зазоре между вращающимся и неподвижным дисками. Степень дисперсности газовой фазы прямо зависит от градиента скоростей в потоке. Увеличение градиента скоростей осуществляется уменьшением зазора между дисками или увеличением линейной скорости относительного движения дисков. При прочих равных условиях насыщение теплоносителя газом происхо-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

дит благодаря специальным лопастям, расположенным на плоскости вращающегося диска (рис. 2).



Рис. 1. Диспергатор газа

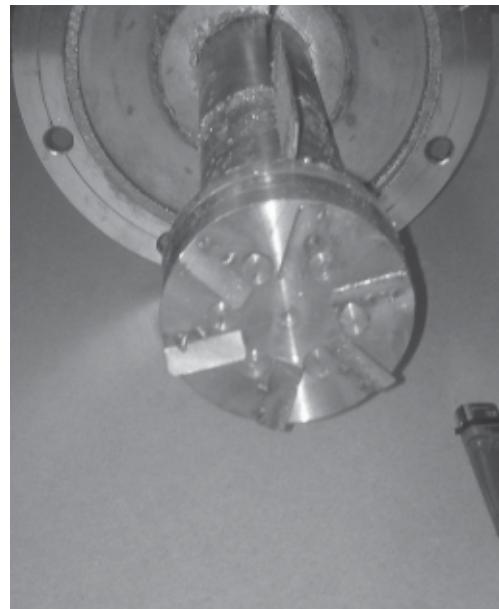


Рис. 2. Вращающийся диск с лопастями

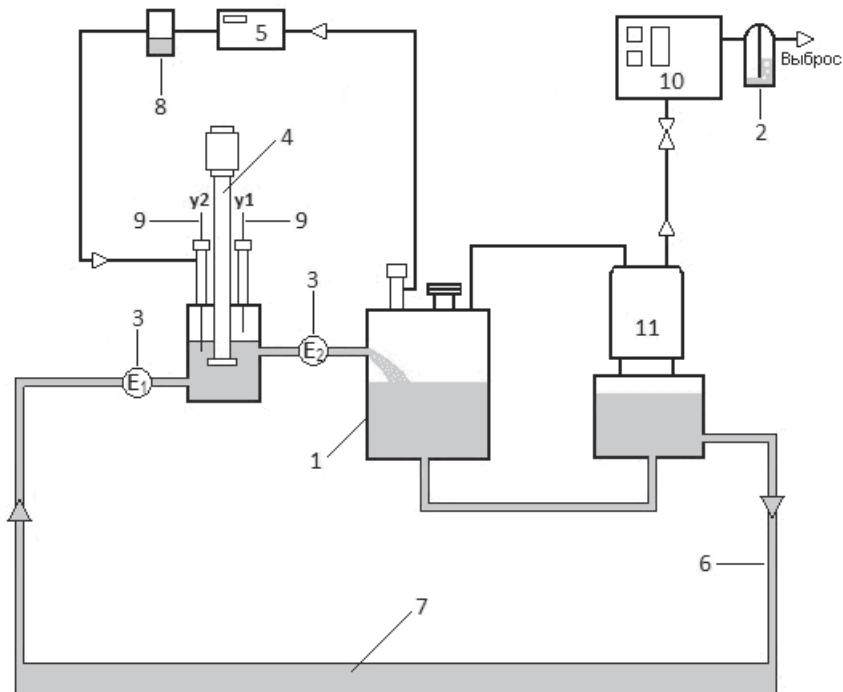


Рис. 3. Схема стенда ГНЦ РФ-ФЭИ с рабочим участком испытаний диспергатора газа: 1 – буферная емкость; 2 – гидрозатвор; 3 – датчики активности кислорода; 4 – диспергатор газа; 5 – измеритель расхода газа; 6 – контур циркуляции сплава; 7 – ТЖМТ; 8 – увлажнитель газа; 9 – верхний и нижний уровнемеры; 10 – хроматограф; 11 – главный циркуляционный насосный агрегат

Рабочий участок для проведения водородной очистки циркуляционного жидкокомпьютерического контура был смонтирован непосредственно перед буферной емкостью,

на участке с низкой линейной скоростью течения теплоносителя. Схема рабочего участка, на котором размещался диспергатор газа, приведена на рис. 3.

Водородную очистку проводили при следующих параметрах:

- теплоноситель в стенде – эвтектический сплав свинца с висмутом;
- расход теплоносителя через рабочий участок от 0,35 до 0,55 м³/ч (что соответствует скорости течения теплоносителя от 0,2 до 0,3 м/с);
- температура теплоносителя ~ 390°C;

Для данного интервала скоростей линейного течения теплоносителя предварительно были отработаны наиболее оптимальные режимы эксплуатации диспергатора газа:

- глубина погружения нижнего (вращающегося) диска ДГ под уровень теплоносителя составляла от 0,1 м;
- частота вращения вала ДГ составляла от 30 Гц.

В процессе проведения водородной очистки использовались следующие устройства измерения и контроля:

- газовый хроматограф «Газохром-2000» для периодического измерения концентрации водорода в восстановительной смеси «Ar-H₂O-H₂»;
- электронный измеритель расхода газа;
- контактные уровнемеры для контроля уровня погружения вращающегося диска диспергатора газа;
- датчики контроля кислорода, размещенные на входе и на выходе рабочей емкости ДГ.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ ДИСКОВОГО ДИСПЕРГАТОРА

Результаты работы дискового диспергатора газа (скорость отработки водорода при поведении водородной очистки) в ходе экспериментальных исследований приведены на рис. 4, где для сравнения даны реальные скорости отработки водорода на том же стенде ГНЦ РФ-ФЭИ при эжекционной водородной очистке (результат 1999 г.) и при поверхностной водородной очистке (результат 2011 г.).

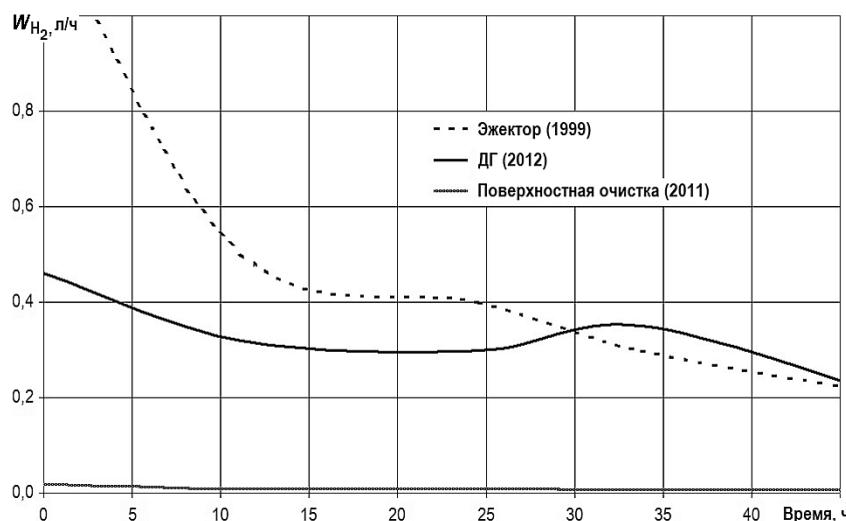


Рис. 4. Скорость отработки водорода при эжекционной поверхностной водородной очистке, а также при комплексной водородной очистке с использованием диспергатора газа

Из рисунка видно, что скорость отработки водорода при использовании дискового ДГ несопоставимо больше скорости отработки водорода при поверх-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ностной водородной очистке и сопоставима (незначительно ниже) со скоростью отработки водорода при эжекционной водородной очистке. При этом эжектор установлен в оптимальном месте (напорное течение теплоносителя на всасе главного циркуляционного насосного агрегата), в то время как в месте установки дискового ДГ скорость течения теплоносителя составляла всего 0,2–0,3 м/с, что имитировало опускные участки реакторных установок баковых конструкций с низкими скоростями течения теплоносителя.

Ненулевая скорость отработки водорода при работе дискового ДГ является подтверждением того, что пузыри водорода контактировали со шлаковыми отложениями стенда, т.е. диспергатор создавал пузыри размером не более 200 мкм (скорость всплытия таких пузырей соответствует опускной скорости течения ТЖМТ в стенде ~ 0,2 м/с), которые циркулировали по контуру в составе двухкомпонентного потока ТЖМТ-газ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Диспергатор газа исследованной конструкции способен работать в качестве штатного устройства водородной очистки в циркуляционных контурах с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями. При этом скорость процесса водородного восстановления сопоставима со скоростью процесса эжекционной (общепринятой и отработанной для петлевых циркуляционных контуров с тяжелыми теплоносителями) водородной очистки.

Дисковый диспергатор газа может быть рекомендован к использованию не только в исследовательских стенах, но и в первых контурах реакторных установок с теплоносителями Pb и Pb-Bi.

Исследования поддерживаются Министерством науки и образования Российской Федерации (ГК № 16.526.12.6008).

Литература

1. Мартынов П.Н., Орлов Ю.И. Процессы шлакообразования в свинцовово-висмутовом контуре. Предупреждение и ликвидация критических ситуаций / Международная конференция «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999, Т.2. – С. 608–619.
2. Степанов В.С., Драгунов Ю.Д., Кумаев В.М. и др. Паропроизводящая установка БМ-40/А. Опыт создания и эксплуатации/Международная конференция «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999, Т.2. – С.88-91.
3. Мартынов П.Н., Гулевский В.А., Ульянов В.В. и др. Гидродинамические проблемы технологии ТЖМТ в РУ петлевой и моноблочной конструкции// ВАНТ, Серия «Физика ядерных реакторов». Москва, 2008, вып. 4. – С. 15–33.
4. Ульянов В.В., Гулевский В.А., Мартынов П.Н., Орлов Ю.И., Фомин А.С. Водородная очистка поверхностей циркуляционных контуров в моноблочных РУ с теплоносителями Pb-Bi и Pb //Новые промышленные технологии, 2011, №1. С. 18–21.

Поступила в редакцию 14.01.2013.

ИССЛЕДОВАНИЕ ГЕНЕРАЦИИ ВОДОРОДА ПРИ ВЗАЙМОДЕЙСТВИИ АЛЮМИНИЯ С ВОДНЫМИ РАСТВОРАМИ

В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, А.С. Шилина, О.А. Ананьева,

Т.Е. Куницына, А.Б. Гордиенко

Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»



Изложены результаты исследований процесса генерации водорода в гетерогенных композициях, содержащих алюминий, жидкое натриевое стекло, кристаллогидраты метасиликата натрия и воду различной минерализации. Установлено, что кремнийсодержащие реагенты удаляют пассивирующее оксидное покрытие с поверхности алюминия и переводят его в активированное состояние, эффективно разлагающее воду на водород. Химическому разложению на водород подвергаются водные растворы с различной степенью минерализации. Процесс генерации водорода протекает при невысоких температурах и нормальном давлении с высокой скоростью и теоретически предельным выходом водорода – 0.12 кг H_2 / 1 кг Al. Изучение физико-химических процессов разложения и удаления поверхностных оксидных пленок и генерации водорода восстановлением из воды реакторными металлическими материалами является важной проблемой водородной безопасности на АЭС.

Ключевые слова: водород, алюминий, вода, оксид алюминия, водородная безопасность, гетерогенные композиции, жидкое натриевое стекло, кристаллогидраты метасиликата натрия.

Keywords: hydrogen, aluminum, water, aluminum oxide, hydrogen safety, heterogeneous composition, liquid sodium glass, crystalline of sodium metasilicate.

ВВЕДЕНИЕ

Генерация водорода и риск возникновения процесса горения водорода представляют собой сложную проблему водородной безопасности на АЭС. Поэтому анализ всех вопросов, относящихся к водородной безопасности, является важной ступенью при принятии любых мер по предотвращению или снижению вероятности аварий, обусловленных горением водорода [1].

Используемые в ядерных реакторах конструкционные материалы на основе сплавов циркония, нержавеющей стали, алюминия и других металлов защищены пассивирующими оксидными пленками, предохраняющими металл от прямого контакта с водой и водяным паром [2]. Так циркониевые сплавы покрыты защитными пленками из оксида циркония ZrO_2 , алюминий и алюминиевые сплавы – пленками из оксида алюминия Al_2O_3 , нержавеющие и углеродистые стали – защитными слоями, образующимися при оксидировании или окислении путем электролиза стали и железа. Эти пассивирующие покрытия обладают высокой стойкостью по отношению к воде и водяному пару при высоких

© В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, А.С. Шилина, О.А. Ананьева, Т.Е. Куницына,
А.Б. Гордиенко, 2013

НАЗВАНИЕ РАЗДЕЛА

температурах (до 300°C) в мощных полях ионизирующих излучений. Если провести разрушение и удаление с поверхности металлов защитных покрытий термическим, механическим, химическим способами, то эти металлы переходят в химически активное состояние и с высокой скоростью восстанавливают водород из воды и водяного пара. Так после термохимического разрушения и удаления оксидного покрытия с поверхности циркония при температуре ~950°C протекает пароциркониевая реакция с образованием водорода в соответствии с уравнением $Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2+\Delta H$, $\Delta H=-586.6$ кДж/моль Zr [3]. При температурах выше 1200°C пароциркониевая реакция протекает очень быстро, так как выделяющаяся теплота дополнительно разогревает цирконий до температуры плавления, и реакция становится самоподдерживающейся. В активной зоне реактора ВВЭР-1000 находится ~23 т конструкционных материалов на основе сплавов циркония, которые в активированном состоянии при взаимодействии с водяным паром могут образовать около 1000 кг водорода (~0.0442 кг водорода на 1 кг Zr). Возникновение пароциркониевой реакции возможно лишь при перегреве активной зоны. Образование такого количества водорода чрезвычайно опасно с точки зрения как взрыво- и пожароопасности, так и образования в контуре реакторной установки газовых пузырей, препятствующих циркуляции теплоносителя, что может усугубить аварию из-за прекращения теплосъема с топлива.

В пароциркониевом процессе разрушение пассивирующих покрытий и образование активированного металла происходят при высоких температурах. В процессах, протекающих на поверхности металлов и приводящих к удалению защитных покрытий, переводу металла в активное состояние, могут участвовать присутствующие в водной среде различные примеси, например, соли ртути, меди, ионы хлора. О природе и количестве этих примесей имеется достаточно полная информация. Система водно-химического режима АЭС обеспечивает требуемое качество водных сред. Однако в аварийных и неконтролируемых ситуациях в водную среду случайно могут попадать другие, нетипичные для водного режима АЭС химические соединения, которые могут оказаться активаторами металлов в достаточно мягких условиях и привести к неконтролируемому процессу генерации водорода.

В статье приведены результаты исследований процесса генерации водорода в гетерогенных композициях на основе алюминия, который входит в состав конструкционных материалов контейнента и активной зоны некоторых реакторов. Алюминий можно рассматривать как модельный металл по отношению к цирконию: в ряду напряжений металлов алюминий и цирконий располагаются рядом (стандартные электродные потенциалы в воде алюминия -1.66 В, циркония -1.59 В). Алюминий при взаимодействии с воздухом переходит в пассивное состояние, так как на его поверхности мгновенно появляется защитная пленка оксида алюминия Al_2O_3 толщиной 10–100 нм, которая приводит к пассивации металла. Эта пленка может сохраняться в неизменном состоянии в течение длительного времени.

В водной среде реактора в качестве неконтролируемых примесей случайно могут оказаться различные химические соединения, которые используются в производственных целях или входят в состав различных материалов, например, жидкое стекло вводится в состав бетона реакторных блоков, известь широко применяется при проведении строительных и ремонтных работ на АЭС. При наличии в водной среде кремний- или кальцийсодержащих примесей в гетерогенной системе могут реализоваться условия, благоприятные для возникновения процесса генерации водорода. Это обусловлено тем, что в водной среде, например, метасили-

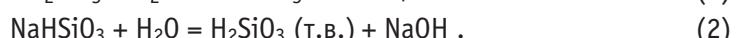
катные соли, входящие в состав жидкого натриевого стекла, претерпевают гидролиз, продукты которого взаимодействуют с алюминием, переводят его в активированное состояние, эффективно окисляющим воду с образованием молекулярного водорода [5–9]. Адекватный учет этого процесса генерации водорода с участием алюминия и других реакторных металлов может помочь в предотвращении и снижении последствий инцидентов, связанных с реакциями водорода с кислородом в условиях как штатной эксплуатации ядерных реакторов, а так и при авариях, и повышении водородной безопасности на АЭС.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Исследования процессов получения водорода проводили на гидрореакционных гетерогенных композициях, представляющих собой смесь алюминиевой пудры в виде чешуек размером 25–50 мкм, толщиной 0,25–0,50 мкм, с поверхностью ~1,6 м²/г (ГОСТ 5494–95, марка ПАП-2), промышенного жидкого натриевого стекла с силикатным модулем 3,2 (ГОСТ 13078-81). В качестве активатора использовались также кристаллогидраты метасиликата натрия с девятью молекулами воды $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ ($T_{\text{пл}} = 48^\circ\text{C}$). Водные растворы этого соединения имеют щелочную реакцию. Кроме дистиллированной воды, использовали водные растворы с различной минерализацией, моделирующей состав морской воды с солесодержанием 39 г/л: хлорид натрия (77,3%), хлорид калия (1,64%), хлорид магния (11,21%), бромид магния (0,14%), сульфат магния (6,27%), сульфат кальция (3,02%), гидрокарбонат кальция (0,34%) [10]. К смеси дробно добавляется различное количество дистиллированной или минерализованной воды. Измерения водородного показателя проводили с помощью pH-метра марки «Анион 104». В качестве индикаторного электрода использовали стеклянный электрод с pH-функцией, а в качестве электрода сравнения – хлорид-серебряный электрод. Жидкое натриевое стекло имеет водородный показатель pH = 12,5. При добавлении к жидкому стеклу воды увеличивается степень гидролиза метасиликата натрия, и щелочность среды повышается до pH = 14. Реакционная смесь приготавливается путем тщательного перемешивания алюминиевой пудры и активатора в определенной пропорции. Навеска смеси загружается в стеклянную закрытую колбу объемом 500 мл с трубкой для отвода через водный раствор в измерительный сосуд образующегося водорода. Исследование генерации водорода проводилось в диапазоне от комнатной температуры до 100 °C. Колбу с образцом смеси нагревали до нужной температуры на электрической плитке и терmostатировали до окончания процесса. Мониторинг реакции проводится путем измерения количества выделившегося водорода, поступающего в измерительный цилиндр установки (метод Лавуазье). Скоростью образования, выходом и длительностью генерации водорода управляли, изменяя состав композиции и температуру.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

В гетерогенных композициях на основе алюминия, кремнийсодержащих соединений и водных растворов протекают физико-химические процессы, которые можно разбить на три стадии [4–9]. На первой стадии образуются химически активные соединения в результате гидролиза метасиликата натрия, входящего в состав жидкого натриевого стекла, и водных растворов силикатных солей кремниевой кислоты:



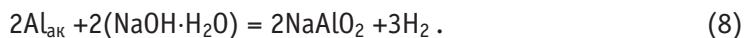
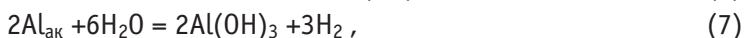
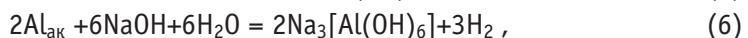
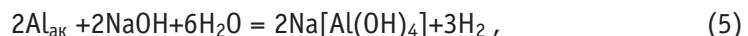
Продукт гидролиза – гидроксид натрия NaOH взаимодействует с оксидом алюминия

НАЗВАНИЕ РАЗДЕЛА

ния Al_2O_3 по реакциям



в результате которых с поверхности алюминия удаляется оксидная пленка и образуется алюминий в активированном состоянии $\text{Al}_{\text{ак}}$. Третья стадия процесса – это взаимодействие $\text{Al}_{\text{ак}}$ с водой по одной из следующих реакций с образованием водорода:



Рассмотрим закономерности генерации водорода гетерогенными композициями при варировании соотношения алюминия, жидкого натриевого стекла и воды в зависимости от температуры и химического состава водного раствора.

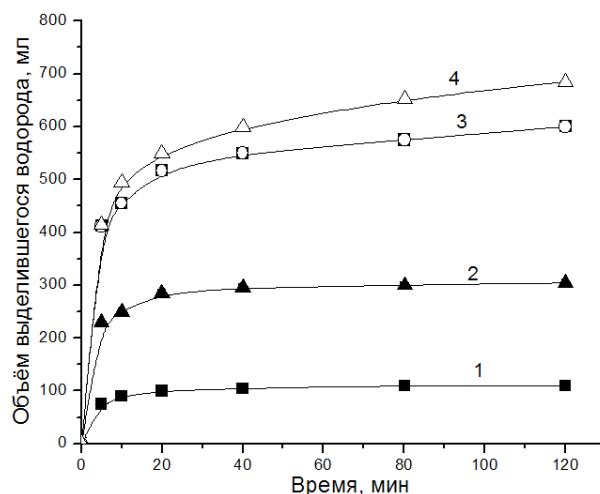


Рис. 1. Накопление водорода в зависимости от соотношения в композиции алюминиевой пудры и жидкого натриевого стекла: 1 – 1:1; 2 – 1:3; 3 – 1:5; 4 – 1:7 (масса алюминия 1 г, температура 60°C)

На рисунке 1 приведены кривые накопления водорода в композиции, состоящей из алюминиевой пудры и жидкого натриевого стекла. Как видно, скорость образования и выход водорода возрастают с увеличением концентрации жидкого стекла. В данном диапазоне соотношений алюминия и жидкого стекла выход водорода почти линейно зависит от концентрации жидкого стекла: при увеличении содержания жидкого стекла в композиции примерно в четыре раза выход водорода также возрастает в четыре раза. Выход водорода в расчете на 1 г алюминия составляет 0.13, 0.24, 0.53 и 0.65 л/г для композиций 1–4 соответственно. При дальнейшем увеличении содержания стекла выход водорода растет с замедляющейся скоростью и достигает предельного значения ~1.2 л/г при массовом соотношении порошка алюминия к жидкому стеклу ~1:10. Это значит, что при окислении 1 М алюминия в системе образуется ~1.5 М водорода, т.е. выход водорода достигает теоретически предельного значения.

Кривые, описывающие зависимость скорости образования и выхода водорода от состава композиции, состоящей из алюминиевой пудры, жидкого натриевого стекла и дистиллированной воды при соотношении компонентов 1:1,2:0, 1:1,2:0,35

(кривая 2), 1:1,2:1,4 (кривая 3) и 1:1,2:2,1 (кривая 4), приведены на рис. 2. Видно, что скорость накопления и выход водорода растут нелинейно с увеличением степени разбавления жидкого стекла водой. При разбавлении на ~30 и 60% выход водорода увеличивается в ~2.5 и ~4.3 раза соответственно, а при дальнейшем увеличении степени разбавления раствора выход водорода замедляется и достигает предельной величины при степени разбавления ~90% (кривая 4). Максимальный выход водорода в расчете на 1 г алюминия составляет 0.3, 0.7, 1.0 и 1.1 л/г для композиций 1–4 соответственно. В композициях, содержащих разбавленные водные растворы жидкого стекла, для получения максимального выхода водорода требуется в ~10 раз меньше жидкого стекла, чем в композициях, содержащих только жидкое стекло. Это свидетельствует о значительном влиянии добавляемой к жидкому стеклу воды на активацию алюминия и на процесс образования водорода в реакции активированного алюминия с водой.

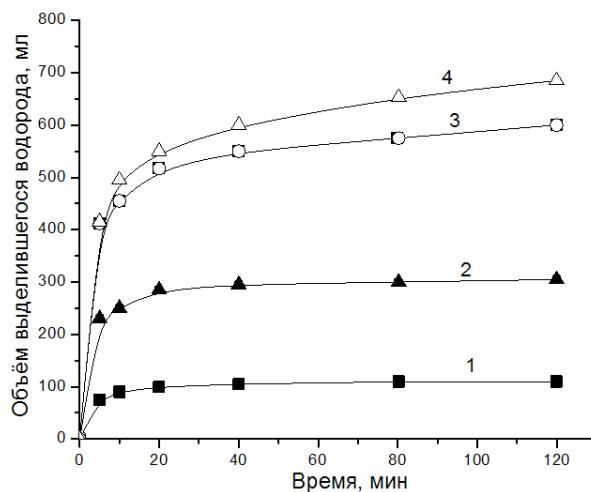


Рис. 2. Накопление водорода в зависимости от состава композиции, содержащей алюминиевую пудру, жидкое натриевое стекло и дистиллированную воду: 1 – соотношение компонентов 1:1,2:0; 2 – 1:1,2:0,35; 3 – 1:1,2:1,4; 4 – 1:1,2:2,1 (масса алюминия 2 г, температура 60°C)

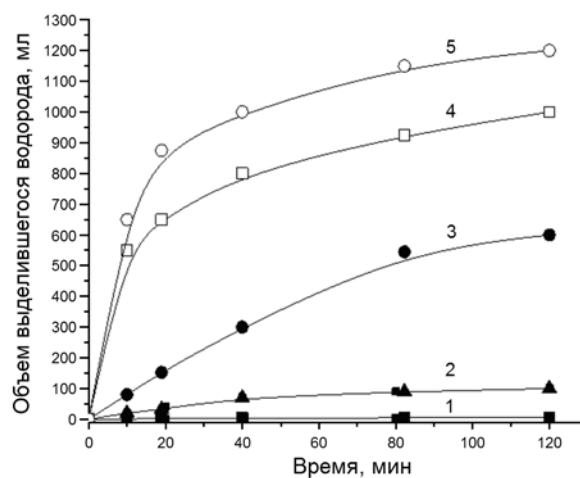


Рис. 3. Накопление водорода в композиции, содержащей алюминиевую пудру, жидкое натриевое стекло и дистиллированную воду в соотношении 1:2:4, в зависимости от температуры: 1 – 25°C; 2 – 40°C; 3 – 50°C; 4 – 60°C; 5 – 80°C (масса алюминия 1 г)

На рисунке 3 представлены кривые, характеризующие зависимость скорости

НАЗВАНИЕ РАЗДЕЛА

образования и выход водорода от температуры в интервале температур от комнатной (кривая 1) до 80°C (кривая 4) для композиции, содержащей алюминиевую пудру и жидкое натриевое стекло в соотношении 1:1.2. Образование водорода с очень низкой скоростью происходит уже при комнатной температуре. При нагревании до 40°C скорость накопления возрастает, а при нагревании до 60°C скорость накопления и выход водорода увеличиваются почти в 10 раз (кривая 3). Повышение температуры еще на 20°C приводит к еще большему выходу водорода (кривая 4). Установленная температурная зависимость генерации водорода свидетельствует об эндотермическом режиме процесса образования водорода. Такой характер режима обусловлен тем, что жидкое стекло представляет собой коллоидный раствор с высокой вязкостью, в десятки раз превосходящей вязкость воды. За высокую вязкость водного раствора жидкого стекла ответственно образование ассоциатов кремнекислородных анионов, накладывающее значительные диффузионные ограничения на течение всего процесса. Вязкость коллоидных систем с повышением температуры значительно снижается, что приводит к ускорению процесса генерации водорода.

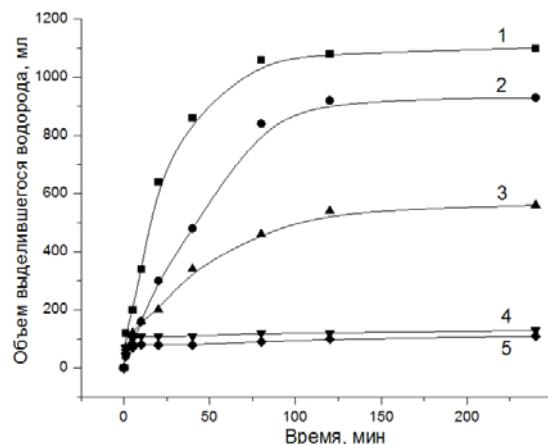


Рис. 4. Накопление водорода в композиции, содержащей 1 г алюминиевой пудры, 2.5 г жидкого натриевого стекла и 5 г воды с различным солесодержанием (г/л): 1 – дистиллированная вода; 2 – 20; 3 – морская вода, 37; 4 – 80; 5 – 160 (температура 60 °C)

Для оценки водородной опасности в результате разложения воды металлами принципиально важно выяснить влияние минерализации воды на процесс генерации водорода в гетерогенных композициях, содержащих различные активаторы металла. Рассмотрим закономерности генерации водорода в гетерогенной композиции с использованием в качестве активатора алюминия жидкого натриевого стекла. На рисунке 4 приведены кривые, характеризующие скорость накопления и предельный выход водорода в зависимости от солесодержания в водном растворе с различным содержанием морской соли. Для этой композиции обнаружена существенная зависимость процесса генерации от содержания соли в воде, а именно, наличие соли в воде приводит к существенному изменению основных параметров процесса генерации. Так при замене в композиции дистиллированной воды на водный раствор, соответствующий морской воде (содержание соли 37 г/л), скорость накопления и предельный выход водорода снижаются примерно в два раза. Отметим, что процесс генерации водорода протекает в композициях при использовании насыщенных водных растворов даже с солесодержанием 80 и 160 г/л, хотя с существенной скоростью и меньшим выходом водорода.

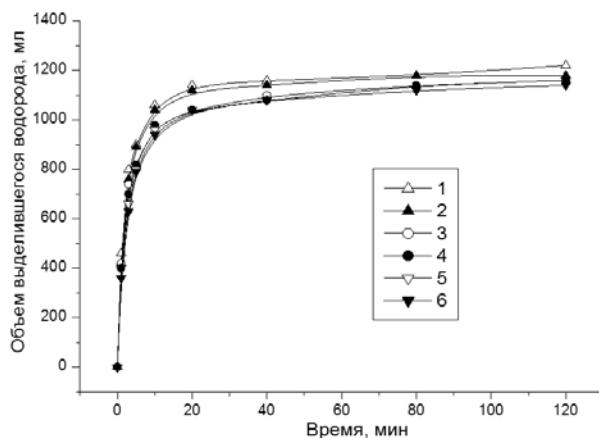


Рис. 5. Накопление водорода в композиции, содержащей 1 г Al, 2 г кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ и 10 г воды различной степени минерализации: 1 – дистиллированная вода; 2 – вода с содержанием морской соли 20 г/л; 3 – морская вода (солесодержание 37 г/л); 4 – вода с содержанием морской соли 80 г/л; 5 – вода с содержанием морской соли 160 г/л; 6 – вода с содержанием морской соли 250 г/л

По иному протекает процесс генерации в композиции, в которой вместо жидкого натриевого стекла был использован водный раствор кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$. В этих композициях, содержащих как дистиллированную воду, так и воду с различным содержанием морской соли, скорость накопления и предельный выход водорода полностью совпадают во всем диапазоне концентраций солей вплоть до насыщенных водных растворов с содержанием 160 и 250 г/л морской соли (рис. 5). Результаты этих исследований свидетельствуют об отсутствии влияния количества соли в таких композициях на процесс химического разложения воды на водород.

Столь различное влияние минерализации воды на процесс генерации водорода в двух типах композиций, содержащих одинаковый активатор алюминия – метасиликат натрия, следует искать в различиях их строения, влияющих на механизм процесса. Соли как сильные электролиты в растворах жидкого натриевого стекла и в водных растворах кристаллогидрата метасиликата натрия диссоциированы на ионы. Молекулы воды, гидратируя ионы, сами претерпевают поляризацию и соответствующие изменения строения и свойств. Суммарное влияние этих изменений на термодинамические свойства водных растворов выражается через коэффициент активности электролита в растворе. Средние коэффициенты активности таких основных в исследованных композициях электролитов, как NaCl и NaOH , в водных растворах при 25°C имеют близкие значения [10]. Вероятно, в водных растворах эти электролиты оказывают одинаковое влияние на процессы, ответственные за образование и взаимодействие активированного алюминия с молекулами воды в минерализованных растворах. Скорее всего, причину отличия в закономерностях генерации водорода в гетерогенных композициях с минерализованными растворами жидкого натриевого стекла и метасиликата натрия следует искать в различиях диффузионных процессов, ответственных за массоперенос реагентов в коллоидных растворах жидкого стекла и водных растворах метасиликатной соли и лимитирующих образование водорода на стадии взаимодействия алюминия с молекулами воды. Это является предметом дальнейших исследований.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные результаты свидетельствуют о высокой эффективности процесса генерации водорода в гетерогенных композициях, содержащих в водном растворе жидкое натриевое стекло, кристаллогидраты метасиликата натрия, при хими-

НАЗВАНИЕ РАЗДЕЛА

ческом разложении воды алюминием. Этот процесс протекает при невысоких температурах и нормальном давлении с высокой скоростью и с теоретически предельным выходом водорода – 0.12 кг H_2 на 1 кг Al. Активаторами процесса генерации водорода являются стабильные и малоактивные химические соединения, участию которых в процессах генерации водорода в условиях водно-химического режима ядерных реакторов не придается должного значения. В этой связи представляется обоснованным предложение о необходимости проведения систематических исследований и разработки научных основ физико-химических процессов разрушения защитных оксидных покрытий реакторных металлов и сплавов и процессов генерации водорода при взаимодействии с водными средами, содержащими различные химические примеси. Изучение физико-химических процессов разложения и удаления поверхностных оксидных пленок и генерации водорода разложением воды реакторными металлическими материалами следует отнести к одной из важных проблем водородной безопасности на АЭС.

Работа выполнена при финансовой поддержке государственного контракта № 14.740.11.0095.

Литература

1. НП-040-02. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции.
2. Справочник по ядерной энерготехнологии: Пер. с англ. / Ф. Ран, А. Адамантнадес, Дж. Кентон, Ч. Браун; под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 752 с.
3. Mitigation of hydrogen hazards in severe accidents in nuclear power plants. International atomic energy agency. Vienna, 2011.
4. Патент № 2 371 382 РФ. МПК C01B 3/08. Гидрореакционная композиция для получения водорода./ В.К. Милинчук, С.М. Мерков // Бюлл. 2009. № 30.
5. Патент № 2 417 157 РФ. МПК C01B 3/08. Гидрореакционная гетерогенная композиция для получения водорода./ В.К. Милинчук, А.С. Шилина // Бюлл. 2011. № 12.
6. Шилина А.С., Милинчук В.К. Физико-химические процессы получения водорода и адсорбента, соответствующие принципам «зеленой» химии. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAE. 2009. № 10. С. 10–14.
7. Милинчук В.К., Шилина А.С., Ананьева О.А., Куницына Т.Е., Пасевич О.Ф., Ларичева Т.Е. Исследование экологически безопасных, энергосберегающих способов получения водорода химическим разложением воды. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAE. 2012. № 4. С. 49–54.
8. Ананьева О.А., Куницына Т.Е., Шилина А.С., Милинчук В.К. Получение водорода химическим разложением минерализованной воды. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAE. 2012. № 5–6. С. 140–144.
9. Клинишпонт Э.Р., Роцектаев Б.М., Милинчук В.К. Кинетика накопления водорода при химическом разложении воды в гетерогенных композициях. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAE. 2012. № 9. – С. 116–120.
10. Киреев В.А. Краткий курс физической химии. – М.: Химия, 1978. – 624 с.

Поступила в редакцию 29.11.2012

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ RELAP\SCDAP И MELCOR ДЛЯ АНАЛИЗА УПРАВЛЕНИЯ АВАРИЯМИ ВВЭР-1000

Д.С. Самохин, А.А. Чуклин*

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности. Севастопольское отделение научно-технической поддержки ОПНТЦ НАЭК «Энергоатом», г. Севастополь



Рассматриваемая проблема заключается в нехватке достоверной информации о процессах, происходящих в ядерном реакторе во время протекания тяжелой аварии, о параметрах этих процессов и, как следствие, отсутствии оптимальных мероприятий по управлению тяжелыми авариями. Приводится краткое описание модели энергоустановки, выполненной с использованием кода MELCOR. Сравниваются результаты расчетов тяжелых аварий ВВЭР-1000 произведенных с помощью кодов RELAP/SCDAP и MELCOR.

Ключевые слова: ВВЭР-1000, RELAP, MELCOR, стационарный режим, гильотинный разрыв, трубопровод, система аварийного охлаждения.

Keywords: WWER-1000, RELAP, MELCOR, stationary regime, guillotine break, pipes, emergency core cooling system.

ВВЕДЕНИЕ

С момента начала развития атомных электростанций требования к их безопасности постоянно повышаются. С недавнего времени стало оправданным вкладывать средства в разработку систем безопасности, учитывающих такие маловероятные события, как запроектные, а впоследствии и тяжелые аварии [1]. Это разумная плата за доверие к атомной энергетике и обеспечение конкурентных преимуществ украинских атомных станций. В Украине решение о начале работ по тяжелым авариям было принято конце декабря 2008 г.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ПУТИ ЕЕ РЕШЕНИЯ

Одним из условий безопасной и качественной работы атомных электрических станций (АЭС) является наличие информации о параметрах энергоустановки при ее нормальной эксплуатации и при аварийных режимах. Получение экспериментальных данных о параметрах энергоустановки в аварийных режимах с использованием реального объекта в большинстве случаев недопустимо. Для решения этой задачи используют математические коды, например, RELAP/SCDAP и MELCOR [1].

© Д.С. Самохин, А.А. Чуклин, 2013

Цель работы:

- рассмотреть компьютерные коды RELAP/SCDAP и MELCOR для анализа управления авариями ВВЭР-1000;
- произвести оценку достоверности результатов расчета переходных режимов энергоустановки, полученных с помощью кода MELCOR, путем их сравнения с результатами расчета кода RELAP/SCDAP;
- рассмотреть влияние открытия различного количества ИПУ КД на протекание аварии «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру».

В статье приведены результаты расчетов стационарного режима и трех аварий-представителей:

- максимальной проектной аварии (полный гильотинный разрыв петли главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) на входе в реактор Ду2×850 мм) и вариантового расчета с отказом всех систем аварийного охлаждения зоны высокого давления (САОЗ ВД);
- тяжелой аварии «полный гильотинный разрыв петли ГЦТ на входе в реактор Ду2×850мм с полным обесточиванием блока и отказом активных САОЗ»;
- тяжелой аварии «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру».

СТРАТЕГИИ УПРАВЛЕНИЯ АВАРИЕЙ

Основные цели стратегии управления аварией:

- ограничение повреждения активной зоны при поддержании подкритичности и восстановление теплоотвода;
- защита целостности границ системы теплоносителя;
- защита целостности контейнмента;
- минимизация радиоактивных выбросов, если контеймент отказывает или байпасируется.

Один из первых шагов в разрабатываемых стратегиях – установление критериев, на основании которых используются идентифицированные физические состояния на АЭС как уровни для определенных действий оператора или как границы для различных шагов этих действий.

При нарушении одной из стадий стратегии должны предусматриваться варианты достижения цели на последующих стадиях развития аварии, т.е. переход к следующей стратегии.

Воздействие применяемых стратегий на протекание последующих фаз тяжелой аварии также должно быть исследовано.

Должны быть рассмотрены как положительные, так и отрицательные последствия, чтобы обеспечить основу для принятия оптимальных решений.

При осуществлении конкретной стратегии на конкретной АЭС специалисты должны понимать

- когда необходимо начать процедуру выполнения той или иной стратегии;
- то, что процедура успешно начата;
- то, что процедура эффективна;
- если процедура неэффективна, когда ее необходимо остановить и что следовать далее.

ВЫБОР КОДОВ ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ АНАЛИЗА

Из группы интегрированных кодов наиболее широко применяемым не только для работ по валидации, но и для анализов состояний энергоблоков является код

MELCOR. Расчетная программа MELCOR разработана в Национальной лаборатории Sandia (США) по заказу US NRC. Интегральный код MELCOR предназначен для моделирования процессов в реакторной установке (РУ) и герметичной оболочке (ГО), в основном, при запроектных авариях с возможным повреждением активной зоны, образованием кориума и проплавлением корпуса реактора; обладает основными возможностями кодов RELAP/SCDAPSIM и CONTAIN, но применяемые модели процессов менее детализированы особенно для компонентов РУ.

Моделирование энергоустановки с помощью кода MELCOR является актуальным, т.к. рассматриваемая программа была принята к использованию для АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в рамках региональных проектов МАГАТЭ RER/9/004 и RER/9/020.

Детализированные коды ATHLET-CD, ICARE/CATHARE и SCDAP/RELAP5 применяются международными исследовательскими и регулирующими организациями в поддержку экспериментальных программ и хорошо валидированы как разработчиками, так и независимыми организациями. Код SCDAP/RELAP5 широко применялся для анализа мало- и среднемасштабных экспериментов в США, Европе и Японии, а также аварии на Три Майл Айленд-2.

Детализированный код SCDAP/RELAP5 используется для выполнения реалистического анализа проектных, запроектных и тяжелых аварий, в том числе с тяжелым повреждением активной зоны и разрушением корпуса реактора. Детально моделируются только процессы в пределах РУ, включая теплогидравлику теплоносителя и неконденсируемых газов, теплообмен с конструкционными материалами РУ (в том числе радиационный), образование, состав и перемещение кориума. Не моделируются процессы в контейнере.

Коды MELCOR и SCDAP/RELAP5 широко применяются в рамках ISP-программ. Для этих кодов была выполнена независимая экспертная оценка.

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ КОДА MELCOR И РАСЧЕТ АВАРИЙ-ПРЕДСТАВИТЕЛЕЙ

При разработке расчетной модели в качестве основы использовались ранее разработанная модель для анализа запроектной аварии под версию программы MELCOR 1.8.3, база данных по ЯЭУ энергоблока № 1 ЮУАЭС [2], а также дополнительная справочная литература и рабочие материалы по модели для анализа тяжелых аварий при помощи кода RELAP/SCDAPSIM/Mod3.4 [3]. Предпосылкой к применению описываемой ниже нодализации является то, что она была опробована при использовании аналогичных одномерных теплогидравлических кодов, в частности, RELAP, ATHLET.

Четыре циркуляционные петли моделируются двумя петлями (одинарная и тройная). Одиночная петля используется для задания разрыва трубопровода первого контура [4].

С целью более точного моделирования потери теплоотвода произведена разбивка первого контура парогенератора (ПГ) на контрольные объемы по высоте и по длине трубчатки.

Для оценки влияния рециркуляции пароводяной смеси второго контура на процессы, проходящие в нем, выполняется разделение парогенератора на объемы.

Активная зона (включая нижнюю камеру смешения) разбита на 17 аксиальных сегментов и пять радиальных колец.

Для лучшей сопоставимости результатов энерговыделения в активной зоне задавались в виде табличной функции. Данные для зависимости величины энер-

говыделений от времени и их начальных профилей (по высоте и радиальным зонам) выбирались на основании соответствующих расчетов, выполненных в RELAP/SCDAPSIM.

Произведен расчет стационарного состояния смоделированной энергоустановки. Полученные результаты совпадают с заданными регламентами параметрами в пределах допустимых отклонений.

РАСЧЕТ МАКСИМАЛЬНОЙ ПРОЕКТНОЙ АВАРИИ (ПОЛНЫЙ ГИЛЬЮТИННЫЙ РАЗРЫВ ПЕТЛИ ГЦТ НА ВХОДЕ В РЕАКТОР ДУ2Х850 ММ) И ВАРИАНТНЫЙ РАСЧЕТ С ОТКАЗОМ ВСЕХ САОЗ ВД

Вследствие гильотинного разрыва холодной нитки на входе в реактор происходит быстрое снижение давления первого контура и уровня в компенсаторе давления (КД). По сценарию аварии в работе находятся пассивные САОЗ и один канал САОЗ низкого давления (НД). Рассматриваются два пути протекания рассматриваемой аварии с работой и без работы одного из САОЗ ВД. На рисунке 1 представлена температура оболочки тепловыделяющего элемента (твэла).

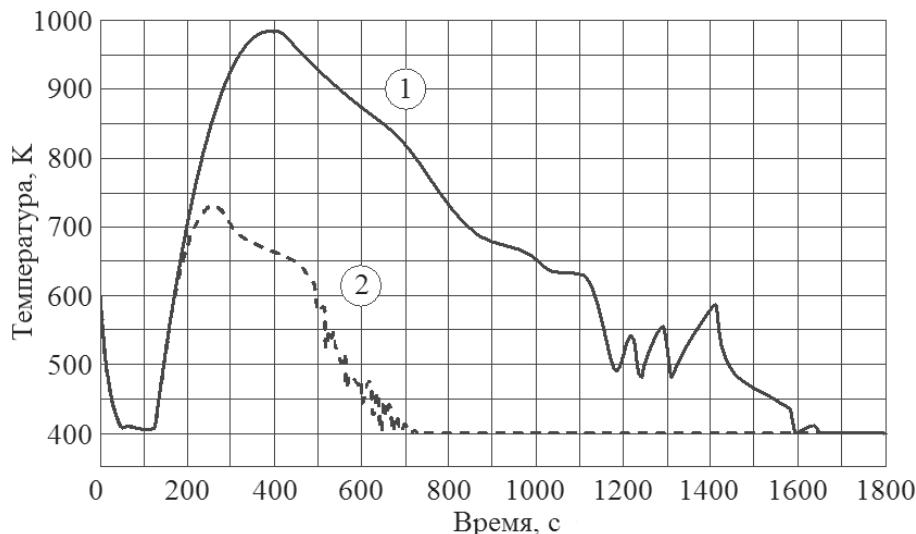


Рис. 1. Температура внешней поверхности оболочки твэла первого радиального кольца, 15-го аксиального уровня при расчете исходного события: 1 – в работе гидроемкости (ГЕ) САОЗ и один канал САОЗ НД; 2 – в работе ГЕ САОЗ, один канал САОЗ НД и один канал САОЗ ВД

Таблица 1
Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «максимальная проектная авария (Ду2×850 мм) с отказом всех САОЗ ВД»

Событие	Время с момента ИС, с	
	RELAP / SCDAP	MELCOR
Возникновение течи 2×Ду850 мм	0	0
Срабатывание АЗ-1	0,3	0,3
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	10	10
Окончание работы ГЕ САОЗ	72	73
Начало разогрева топлива	95	110
Полная масса водорода (кг), сгенерированного внутри реактора	0	0

Хронология переходного процесса для исходного события «максимальная проектная авария (Ду2×850 мм) с отказом всех САОЗ ВД», рассчитанная с использованием кодов RELAP/SCDAP и MELCOR, представлена в табл. 1.

Результаты расчетов, произведенных при помощи кода MELCOR, достаточно точно соответствуют параметрам расчетов кода RELAP/SCDAP. В модели для кода MELCOR максимальная проектная авария проходит без генерации водорода в реакторе и повреждения активной зоны, что соответствует регламенту. Отметим, что даже полный отказ САОЗ ВД не приводит к тяжелому повреждению активной зоны. Начало и окончание слива ГЕ САОЗ в разработанных под различные коды моделях идентичны и составляют 10 и 72 секунды соответственно. Также эквивалентно поведение температур элементов первого контура энергоустановки.

РАСЧЕТ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ «ПОЛНЫЙ ГИЛЬОТИННЫЙ РАЗРЫВ ПЕТЛИ ГЦТ НА ВХОДЕ В РЕАКТОР ДУ2Х850 ММ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ БЛОКА И ОТКАЗОМ АКТИВНЫХ САОЗ»

Вследствие гильотинного разрыва холодной нитки на входе в реактор происходит быстрое снижение давления первого контура и уровня в КД. Максимальных расход теплоносителя в течь составляет 34000 кг/с. На 0,2 секунде после начала аварии формируется сигнал аварийной защиты (А3) реактора (снижение давления в первом контуре до 150 кгс/см² при мощности реактора более 75%). В этот момент постулируется внешнее обесточивание блока и отказ всех трех дизель-генераторов (ДГ) на запуск. В результате активные САОЗ оказываются неработоспособными.

На 0,3 секунде формируется сигнал САОЗ (уменьшение запаса до температуры насыщения на выходе из активной зоны менее 10°C), но запуск активных САОЗ не происходит в силу выбора граничных условий. На 10-й секунде при снижении давления первого контура менее 60 кгс/см² начинается слив концентрата борной кислоты из ГЕ САОЗ в реактор. К 72-й секунде аварии происходит исчерпание запаса борного концентрата в ГЕ САОЗ.

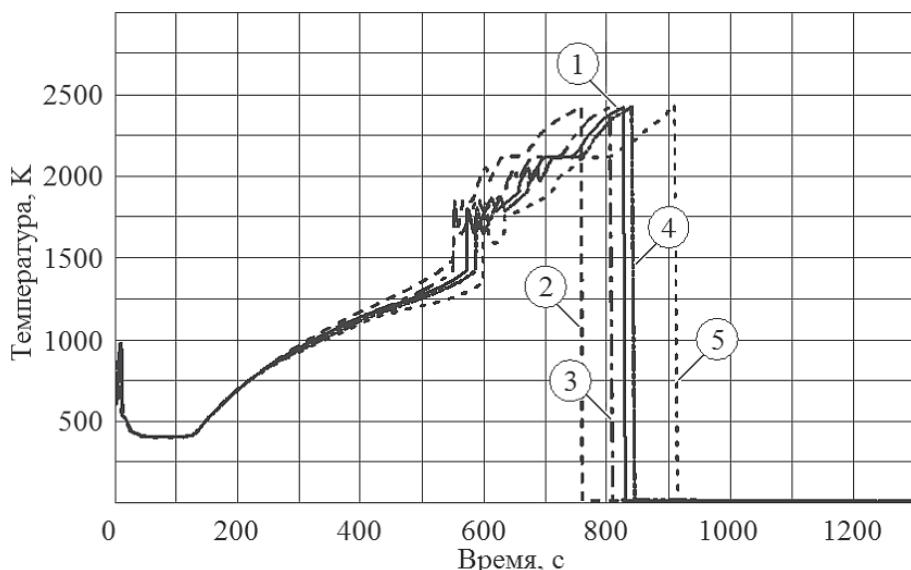


Рис. 2. Температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня по радиальным зонам: 1 – радиальная зона № 1 (центральная); 2 – радиальная зона № 2; 3 – радиальная зона № 3; 4 – радиальная зона № 4; 5 – радиальная зона № 5 (внешняя)

Устойчивый разогрев топлива начинается после 110-й секунды с момента исходного события (ИС) аварии. Интенсивная генерация водорода начинается приблизенно на 400-й секунде аварии. После ~500 секунд с момента ИС начинается плавление оболочек, а впоследствии и топлива. Поскольку активная зона к этому моменту времени практически осушена, после ~1000-й секунды начинается перемещение кориума в напорную (нижнюю) камеру реактора. В дальнейшем, ввиду отсутствия источников водяного пара, генерация водорода в реакторе резко замедляется и после 1250-й секунды практически полностью прекращается. Полное разрушение активной зоны завершается к 2500-й секунде аварии. На рисунке 2 представлена температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня для пяти радиальных колец.

Полная и полученная за счет пароциркониевой реакции масса водорода, сгенерированного внутри реактора, представлена на рис. 3.

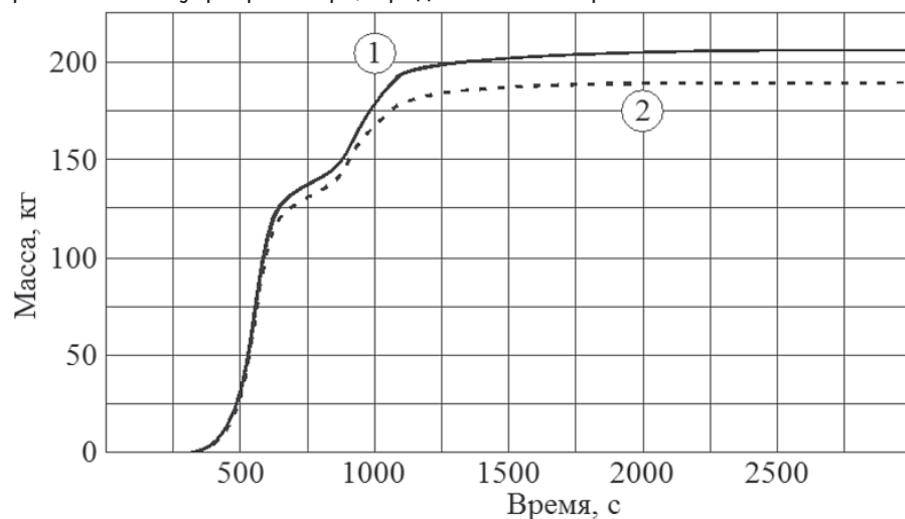


Рис. 3. Масса водорода, сгенерированного внутри реактора: 1 – полная масса водорода; 2 – масса водорода, полученная за счет пароциркониевой реакции

Таблица 2

Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «максимальная проектная авария» (2×Ду850 мм) с полным обесточиванием блока и отказом активных САОЗ

Событие	Время с момента ИС, с		
	RELAP / SCDAPSIM	MELCOR	ФЭИ
Возникновение течи 2×Ду850 мм	0	0	0
Срабатывание АЗ-1	0,3	0,3	0
Внешнее обесточивание	0,3	0,3	0
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	10	10	5
Окончание работы ГЕ САОЗ	72	72	61
Начало разогрева топлива	95	110	420
Начало интенсивной генерации водорода	350	400	720
Завершение интенсивной генерации водорода в реакторе	1600	1250	4000
Проплавление корпуса	–	7900	7370
Завершение расчета	3500	7900	–
Полная масса водорода (кг)	133	210	340

В таблице 2 приведена сравнительная хронология переходного процесса для исходного события, рассчитанная при помощи кодов RELAP/SCDAPSIM и MELCOR 1.8.5 и полученная Физико-энергетическим институтом (ФЭИ) имени А.И. Лейпунского (Российская Федерация, г. Обнинск) с использованием кодов СОКРАТ, ГЕФЕСТ и КУПОЛ-М [6,7].

Анализ табл. 2 показывает, что на ранней фазе аварии (до окончания срабатывания ГЕ САОЗ) все результаты имеют хорошее согласование. Различия в моментах начала разогрева топлива и генерации водорода обусловлены как нодализацией, так и моделями двухфазного истечения, используемыми в разных кодах.

В расчетах по RELAP/SCDAPSIM масса водорода, образовавшегося в реакторе, существенно ниже результатов как полученных в ФЭИ, так и рассчитанных при помощи модели MELCOR. В то же время соответствие результатов использования рассматриваемых компьютерных кодов для полной массы выделившегося водорода, учитывая существенные различия в нодализации реактора и в реализации моделей физических процессов, следует признать удовлетворительным.

РАСЧЕТ ИСХОДНОГО СОБЫТИЯ «ПОЛНОЕ ОБЕСТОЧИВАНИЕ БЛОКА С ПОТЕРЕЙ ПОДПИТКИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ И ТЕПЛООТВОДА ПО ВТОРОМУ КОНТУРУ»

В результате обесточивания блока формируется сигнал АЗ-1, закрывается стопорный клапан турбогенератора и отключается турбопитательный насос (ТПН), главные циркуляционные насосы (ГЦН) переходят в режим выбега. Формируются сигналы запуска дизель-генератора, но, в силу постулируемых отказов, запуск ДГ не происходит. Наличие питания от резервной дизель-электростанции не учитывается (полное обесточивание блока). В результате оказываются неработоспособными активные системы безопасности, включая аварийные питательные насосы (АПЭН).

Также не учитывается работа БРУ-А, запитанных от источников первой категории надежности, ввиду ограниченной емкости аккумуляторных батарей и значительной неопределенности времени их полного разряда. Таким образом, теплоотвод на начальной стадии аварии после завершения выбега ГЦН осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя первого контура к котловому воде в ПГ и далее с паром через импульсное предохранительное устройство (ИПУ) ПГ – в атмосферу.

По мере снижения уровня котловой воды в ПГ теплоотвод от первого контура ухудшается. Это приводит к росту параметров первого контура (температура теплоносителя и давление).

В соответствии с руководством по управлению запроектными авариями, определяющими порядок действий персонала на блочном щите управления (БЩУ) по управлению запроектными авариями на стадии предотвращения расплавления активной зоны, рассматриваются действия оператора по открытию линии аварийного газоудаления и одного ИПУ КД для снижения давления в первом контуре. Эти меры направлены на обеспечение подачи воды в реактор из ГЕ САОЗ и исключение плавления активной зоны при высоком давлении первого контура. Одновременно ставится задача по увеличению времени до начала оголения и разогрева активной зоны, что повышает вероятность восстановления электропитания. Следовательно, открытие линий аварийного газоудаления и ИПУ КД целесообразно в более поздний период, однако время открытия ар-

матуры не должно превышать времени полного разряда аккумуляторных батарей, от которых запитаны ответственные потребители первой категории. В расчетах, выполненных ФЭИ, минимальное время надежной работы аккумуляторных батарей принималось равным одному часу. Фактически, это время и определяло момент выполнения оператором действия по декомпрессии первого контура для снижения давления в реакторе ниже уставки срабатывания гидроемкостей САО3.

После открытия системы аварийного газоудаления (САГ) и ИПУ КД начинается потеря теплоносителя первого контура. Это приводит к понижению уровня воды в реакторе. Возникает кипение теплоносителя в активной зоне. Вследствие запиривания ГЦТ и снижения уровня котловой воды в ПГ расход естественной циркуляции теплоносителя первого контура в петлях прекращается. В дальнейшем основной теплоотвод осуществляется сбросом теплоносителя первого контура в бак-барбатер (ББ) и далее в гермообъем (ГО).

Резкое снижение уровня теплоносителя в активной зоне начинается на 6300-й секунде аварии. Это приводит к прогрессирующему оголению твэлов, потере теплоотвода от активной зоны и разогреву топлива (рис. 4). Интенсивная генерация водорода начинается после 7000-й секунды.

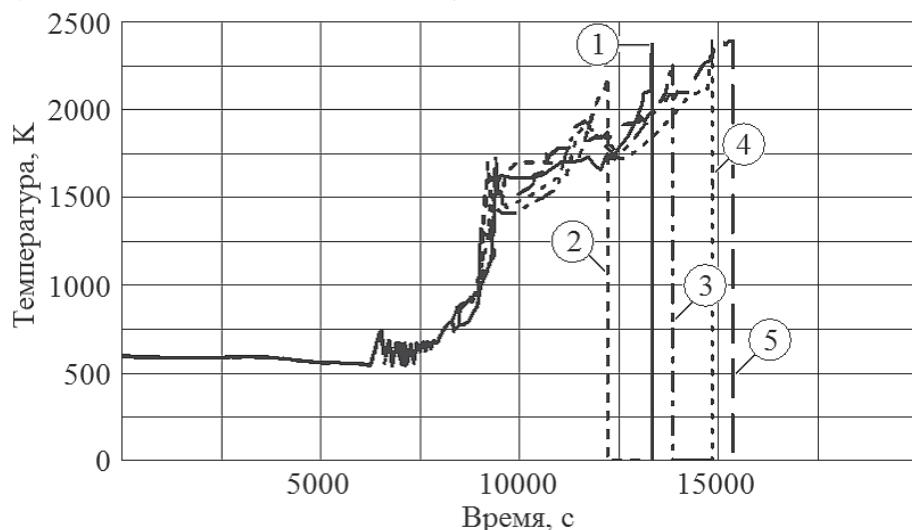


Рис. 4. Температура оболочек твэлов 12-го аксиального уровня по радиальным зонам: 1 – радиальная зона № 1 (центральная); 2 – радиальная зона № 2; 3 – радиальная зона № 3; 4 – радиальная зона № 4; 5 – радиальная зона № 5 (внешняя)

Срабатывание ГЕ САО3 начинается на 6350-й секунде с момента ИС и продолжается вплоть до завершения расчета. В силу недостаточно быстрого снижения давления в реакторе расход из ГЕ САО3 не компенсирует потерю теплоносителя первого контура по линиям САГ и через ИПУ КД. После 9000 секунд с момента ИС происходит прогрессирующее разрушение активной зоны. После опустошения реактора вследствие недостатка водяного пара интенсивное образование водорода заканчивается по истечении 20000 секунд с момента ИС аварии.

На момент окончания расчета полная масса водорода, образовавшегося в реакторе, составила около 500 кг (рис. 5).

Результаты расчета, выполненные с использованием кода MELCOR, и их сравнение с результатами других кодов представлены в табл. 3.

Анализ табл. 2 показывает, что результаты расчетов не только согласуются качественно, но и имеют хорошее количественное совпадение. Рассогласование ре-

зультатов объясняется отличиями нодализационных схем, моделей двухфазного истечения и т.п.

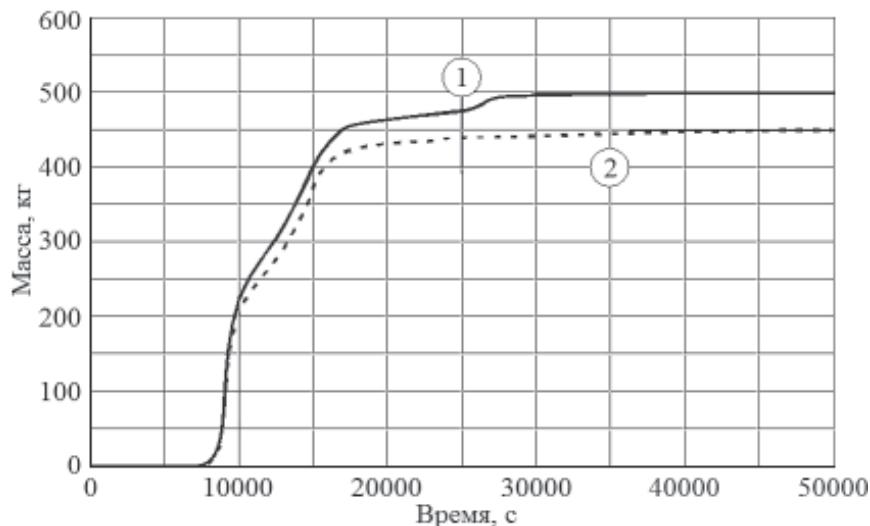


Рис. 5. Масса водорода, сгенерированного внутри реактора: 1 – полная масса водорода; 2 – масса водорода, полученная за счет пароциркониевой реакции

Таблица 3

Сравнительная хронология расчетов переходного процесса для ИС «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру»

Событие	Время с момента ИС, с		
	MELCOR	RELAP / SCDAP	ФЭИ
Полное обесточивание блока (ИС)	0	0	0
Срабатывание АЗ-1	2,3	2,3	0
Открытие САГ из реактора и КД на ББ	3600	3600	3600
Начало срабатывания ГЕ САОЗ	6350	5600	4200
Окончание работы ГЕ САОЗ	36000	24700	6600
Начало разогрева топлива	6000	7600	7200
Начало интенсивной генерации водорода	7000	10000	8700
Завершение интенсивной генерации водорода в реакторе	20000	22500	17000
Начало перемещения кориума в НКР	9050	13800	13200
Полная масса водорода (кг), сгенерированного внутри реактора	500	1120	860

Таким образом, можно сделать следующий вывод: разработанная модель РУ для кода MELCOR физически корректна и способна правильно и с достаточной степенью точности описать процессы в реакторе при тяжелом повреждении топлива для рассматриваемого исходного события.

УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЕЙ

В качестве примера изменения протекания аварии при воздействии на различные элементы РУ приводится «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру», выполненного с помощью кода RELAP/SCDAP (табл. 4).

Воздействие принято оказывать на ИПУ ПГ. Рассчитываются три сценария: без открытия ИПУ КД, с открытием одного ИПУ КД и двух ИПУ КД. Во всех расчетах на 3600-й секунде происходит открытие линий аварийного газоудаления.

Таблица 4

Хронология расчетов переходного процесса для ИС «полное обесточивание блока с потерей подпитки парогенераторов и теплоотвода по второму контуру» с различным количеством используемых ИПУ КД

Хронология аварии с открытием различного числа ИПУ КД	Время с момента ИС, с		
	0 ИПУ КД	1 ИПУ КД	2 ИПУ КД
Открытие САГ из реактора	6200	6200	6200
Открытие САГ из КД	7100	7100	7100
Открытие ИПУ КД	-	7100	7100
Начало слива ГЕ САОЗ	9000	8400	8400
Опустошение ГЕ САОЗ	-	-	28800
Начало разогрева топлива	7400	8700	13200
Залив а.з. со снижением T твэла	-	-	-
Начало генерации водорода	8400	12100	16200
Начало разрушения активной зоны	9200	15000	24500
Отказ корпуса реактора	~22000	~30000	~40000

Анализ результатов показывает, что при открытии большего количества ИПУ КД увеличивается время до разрушения АЗ и, соответственно, корпуса реактора. Подобные расчеты следует использовать при разработке методических указаний для персонала БШУ и кризисных центров, участвующих в аварийном реагировании. Это позволит максимально полно использовать возможности всего существующего оборудования АЭС, включая оборудование, которое не является частью проектных систем безопасности.

ВЫВОДЫ

Подтверждается необходимость работ по созданию математических моделей энергоблоков для изучения процессов, происходящих при тяжелых авариях. Результаты, полученные с помощью таких моделей, необходимо учитывать при разработке методических указаний для персонала БШУ и кризисных центров, чтобы повысить уровень безопасности АЭС и минимизировать последствия возможных тяжелых аварий.

Результаты численного моделирования показали высокую согласованность и реалистичность. Рассмотренные коды могут быть использованы при расчетном обосновании стратегий управления тяжелыми авариями и разработке РУТА для АЭС Украины.

Литература

1. Nureg/Cr-6119,Sand2000-2417/1,MELCOR Computer Code Manuals Version 1.8.5.
2. База данных по ЯЭУ энергоблока №1 ЮУАЭС (этап 3 по Договору №06/03-06 от 6.04.2006.)
3. Nureg/Cr-6150,Inel-96/0422,SCDAP/RELAP5/Mod3.2 Code Manual.
4. Разработка и валидация модели RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 для анализа ТА ЭБ № 1 ЮУАЭС (этап 4 по план-заказу № 286-02-10/41 от 26.02.2010).
5. MELCOR code revisions, Working paper R.K. Cole, Jr. Sandia National Laboratories, Rev 4 (Version 1.8 RL).
6. Разработка мер по обеспечению водородной безопасности при затпроектных авариях для энергоблока №3 ЮУАЭС. Расчет образования и распределения водорода по помещениям зоны локализации аварий./Отчет о НИР/ГНЦРФ-ФЭИ.–Обнинск,2008.
7. Разработка мер по обеспечению водородной безопасности при затпроектных авариях для энергоблока №1 ЮУАЭС. Расчет распределения водорода по помещениям зоны локализации аварий./Отчет о НИР/ГНЦРФ-ФЭИ.–Обнинск,2008.

Поступила в редакцию 18.12.2012

О ХАРАКТЕРЕ ПРОТЕКАНИЯ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ РЕАКТОРА БН НА СТАДИИ ПОСЛЕАВАРИЙНОГО ПЕРЕМЕЩЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Г.Н. Власичев

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,
г. Нижний Новгород*



Для обеспечения безопасной работы РБН требуется анализ послеаварийного перемещения материалов при запроектной аварии. В результате перемещения и затвердевания расплава оболочек твэлов на переходной стадии образуются стальные блокировки каналов – твердое основание для бассейна. При проплавлении блокировок расплав будет затекать в каналы между еще твердыми частями твэлов на некоторую длину, затвердевая там и снова образуя слой блокировок. На основании экспериментальных данных и полученных расчетных результатов представляется, что процесс продвижения тепловыделяющей массы в нижнюю часть реакторного корпуса будет иметь не плавкий, а прерывистый характер: проплавление слоя блокировок, затекание расплава на некоторую длину и затвердевание, проплавление следующего слоя и т.д. При этом основное время будет затрачиваться на проплавление материалов конструкций под опускающейся тепловыделяющей массой.

Ключевые слова: безопасность РБН, запроектные аварии, перемещение материалов, тепловыделяющая масса.

Key words: BN reactor safety, beyond design accidents, material relocation, heat-generating mass.

В быстром реакторе с натриевым теплоносителем к запроектным авариям принято относить неконтролируемое увеличение мощности, прекращение расхода теплоносителя через реактор, прекращение теплоотвода, распространение аварии в отдельных ТВС на всю активную зону. Предполагается, что в результате множественных отказов не происходит срабатывания аварийной защиты реактора. Основное различие типов запроектных аварий состоит в их исходных событиях и последовательности протекания физических процессов на начальной стадии. В анализе безопасности реакторов типа БН принято деление запроектной аварии в случае неблагоприятного развития на четыре стадии: начальную, переходную, послеаварийного перемещения материалов и послеаварийного отвода тепла [1]. Считается, что на двух последних стадиях аварии реактор находится в подкритическом состоянии. Согласно принятой концепции безопасности быстрых реакторов, теплоотвод от фрагментов разрушенной активной зоны должен осуществляться внутри реакторного корпуса. С этой целью предусматривается специальный поддон над днищем корпуса

© Г.Н. Власичев, 2013

для удержания и охлаждения радиоактивных материалов активной зоны.

Общий вывод из уроков наиболее значимых аварий и инцидентов на АЭС и исследований переходных процессов в условиях быстрого роста реактивности состоит в том, что аварии этого типа необходимо предотвращать с высокой степенью надежности, поскольку в результате быстрого скачка мощности возможно разрушение всех физических барьеров безопасности, предназначенных для предотвращения больших радиоактивных выбросов. В самой реакторной установке аварийный рост реактивности должен пресекаться немедленно множественными и проверяемыми механизмами остановки реактора. Действия активных и пассивных систем безопасности должны подкрепляться исходно безопасными характеристиками активной зоны. Разработка новой конструкции активной зоны реактора БН с отрицательным или близким к нулю натриевым пустотным эффектом реактивности исключает быстрый рост реактивности с началом кипения теплоносителя. В техническом обосновании безопасности такого реактора показано, что при аварии с потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на реактивность не происходит расплавления активной зоны [2], т.к. отрицательные обратные связи по реактивности даже в условиях кипения натрия приводят к снижению мощности. Через некоторое время после снижения мощности остаточного энерговыделения кипение натрия должно прекратиться.

Однако полностью исключить вероятность плавления части активной зоны пока невозможно [1]. В рассмотрении развития аварии на стадии кипения натрия имеется неопределенность, обусловленная недостаточной изученностью процессов при кипении жидкometаллических теплоносителей, что допускает возможность развития аварии, сопровождающегося осушением отдельных участков твэлов от жидкого теплоносителя. На этих участках будет расти температура оболочек и топлива с последующим их плавлением. Это делает необходимым рассмотрение последующих стадий аварии. Такое рассмотрение требуется для выработки и обоснования требуемых нормативными документами организационных и технических мер по управлению аварией и, в конечном итоге, локализации фрагментов разрушенной активной зоны. Для получения исходных данных при рассмотрении последних стадий аварии необходим анализ начальной и переходной стадий с учетом последствий возможного проникновения расплава в теплоноситель.

Последующее развитие аварии с расплавлением активной зоны связывают с перемещением расплавленной тепловыделяющей массы к днищу реакторного корпуса. В водоохлаждаемых реакторах при запроектной аварии с потерей теплоносителя расплавленная тепловыделяющая масса (кориум) способна изливаться на днище корпуса большой жидкой струей, как это и произошло в аварии на станции TMI-2 [3]. Проникновение расплава в количестве почти 20 т в нижнюю часть корпуса в данной аварии произошло двумя путями в течение 1–2 мин [4]. В конструкции быстрого реактора с жидкometаллическим теплоносителем при вышеопределенных типах запроектных аварий отсутствуют условия для подобного быстрого проникновения тепловыделяющей массы из активной зоны на поддон, поскольку жидкий теплоноситель сохраняется внутри реакторного корпуса. Поэтому в случае попадания расплава в возможный канал (например, в гильзу чехла СУЗ) только ограниченное его количество в виде твердых фрагментов может проникать через такой канал. Основанием для данного вывода могут служить результаты экспериментов TERMOS на установке FARO [5], в которых 100 кг расплава диоксида урана было вылито со скоростью 10 м/с в 130 кг натрия, содержащегося в трубе диаметром 28 см и длиной 2,5 м. Длина проникновения расплава в натрий в данных экспериментах не превысила 1 м.

Основная масса экспериментальных и теоретических работ по исследованиям перемещения расплава посвящена перемещению в узких каналах внутри ТВС, обзор части которых имеется в [5]. Образующиеся в результате расплавления активной зоны и последующего перемещения и затвердевания расплавленного материала оболочек твэлов первоначальные стальные блокировки каналов для прохода теплоносителя под активной зоной некоторое время препятствуют течению жидкого топлива вниз и образуют твердое основание для тепловыделяющего бассейна. Такие же блокировки образуются и в зазорах между чехлами ТВС [6]. Для перемещения жидкого топлива в узких каналах требуется сначала расплавление материалов в области нижних блокировок. После остановки реактора это возможно в случае недостаточного теплоотвода к окружающим ТВС от вышележащей тепловыделяющей массы. Проплавление нижней блокировки при аварии в отдельной ТВС отмечалось в эксперименте BE+2 [7]. В экспериментах этой серии отмечалось и некоторое движение нижнего стального бассейна вниз [8]. При проплавлении блокировок расплав, по-видимому, будет затекать под действием силы тяжести в каналы между еще твердыми частями твэлов на некоторую длину, затвердевая там и снова образуя слой блокировок. Глубина проникновения расплава в каналы составляет не более нескольких десятков сантиметров, а временной масштаб процессов течения и затвердевания не превосходит одной секунды (см. напр. [9]).

В этой статье глубина проникновения расплава топлива из активной зоны под действием силы тяжести в межтвэльные каналы нижней зоны воспроизводства при тяжелой запроектной аварии реактора БН рассчитывалась по методике [10].

Принятая расчетная модель является комбинацией моделей теплопроводности и объемного затвердевания, учитывает сужение канала и увеличение вязкости движущегося расплава. В ней рассматривается изменение как толщины твердой корки, так и глубины проплавления материала. Задача заключается в определении аксиальных полей скорости и температуры движущегося расплава, распределения температуры в твердой корке и материале стенок канала, координат границ раздела фаз в топливе и стеках, аксиальных координат передней и задней (в случае ограниченного количества расплава) кромок в зависимости от времени с момента начала движения до остановки. Параметры движения вычисляются с учетом сужения канала за счет блокировки части проходного сечения затвердевающим на стеках материалом и возрастания вязкости расплава по направлению к передней кромке при понижении температуры за точку ликвидуса. В результате расчетов определяются глубина и время перемещения расплава в канале. Методика позволяет также моделировать условия экспериментов.

В модели предполагается, что высокотемпературная несжимаемая жидкость движется под действием силы тяжести, возможного перепада давления и противодействующей силы трения о стеки канала. При этом постулируется одномерный поток с усредненной по сечению скоростью. Модель перемещения одноканальная и однокомпонентная. Формы профиля поперечного сечения канала для рассмотрения перемещения и затвердевания расплава могут быть трех видов: кольцевой канал вокруг твэла с одной (внутренней) смачиваемой поверхностью, кольцевой канал экспериментальной трубы с осевым стержнем с двумя (внутренней и внешней) смачиваемыми поверхностями, труба. Профиль и размеры поперечного сечения могут быть неизменными или меняющимися по длине. В случае рассмотрения переменного профиля канала его участки должны иметь форму одного из указанных видов.

Осевой нестационарный профиль усредненной по сечению канала температуры перемещающегося расплава рассчитывается с учетом теплоотдачи к

стенкам канала, в том числе к корке из затвердевшего на стенках материала (температура на поверхности корки равна температуре солидуса), и объемного тепловыделения в расплаве. В расчете указанного профиля принимается постоянная температура на уровне нижней плоскости активной зоны или входа в экспериментальный канал. После прохождения задней кромкой расплава (в случае ограниченного количества расплава) указанной точки постулируется адиабатическое условие на задней кромке. Теплоотдачей от передней кромки расплава пренебрегается.

Нестационарное поле температуры в стенках канала (элементах твэла) и образующейся твердой корке на поверхностях стенок (поверхности оболочки) определяется отдельно с учетом теплопередачи от перемещающегося высокотемпературного расплава, зависимой от его скорости и температуры. Перенос тепла в аксиальном направлении в стенках и корке не учитывается.

Математически задача перемещения решена гибридным методом. Первоначальное приближенное аналитическое решение уравнений количества движения и неразрывности проведено методом сведения к интегрально-дифференциальному уравнению, которое затем решается численно. Задача теплообмена решена численно.

Физическая точность разработанной расчетной методики оценивалась на основании результатов экспериментов THEFIS с расплавом оксида алюминия в цилиндрических кварцевых трубах разного диаметра под воздействием небольшого перепада давления (< 0,1 МПа) [11] и результатов эксперимента TRAN с расплавом диоксида урана (ограниченным количеством) в кольцевом канале [12]. Результаты расчетов перемещения и затвердевания расплава в трубках диаметром 2, 3 и 4 мм в экспериментах THEFIS изложены в работе [13]. Численные результаты разработанной методики удовлетворительно согласуются с данными экспериментов THEFIS и расчетными данными других методик. Разница между расчетными и экспериментальными значениями длины проникновения расплава внутри трубы составляет 2,5–10,5%, а между соответствующими значениями времени остановки потока около 38–57%. Результаты изложенной методики более близки к экспериментальным данным, однако зарубежные коды TRACRUF и PLUG точнее описывают ход процесса во времени, но также намного опережают реальную картину процесса.

В представляемых численных оценках рассматривалось движение и застывание только топлива – без примесей стали и других материалов. В расчетах приняты теплофизические свойства смешанного топлива с содержанием плутония около 20%. Значения температуры в точках ликвидуса и солидуса для такого топлива приняты равными 2790 и 2750°C соответственно [14]. Динамическая вязкость жидкого топлива принята равной $\mu_f = 0,043 \cdot 10^{-2}$ Па·с [15]. Расчеты проведены для конца кампании, когда линейная нагрузка твэлов вверху зоны воспроизводства составляет около 0,3 от максимальной в активной зоне. В значениях линейной нагрузки твэла в зоне воспроизводства учтен высотный профиль энерговыделения. Профиль поперечного сечения канала для прохода теплоносителя, приходящегося на один твэл, представляется в виде кольца вокруг твэла, эквивалентного по величине гидравлического диаметра ($d_r = 2,76$ мм) и площади. Значения коэффициентов формы поперечного сечения центральных каналов треугольной решетки твэлов в ТВС ($\varphi_L = 1.47$ и $\varphi_T = 1.07$) рассчитаны по зависимостям из [16].

На рисунках 1–3 показаны результаты для случая, когда температура перемещающегося топлива на входе в зону воспроизводства равна 2800°C (близка к температуре начала застывания) и начальная температура оболочки лежит у точки насыщения натрия (~960°C).

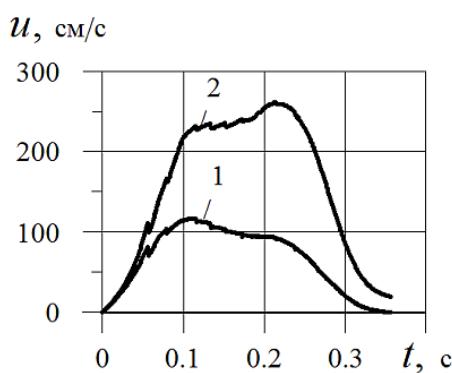


Рис. 1. Скорость перемещения жидкого топлива в межтвэльных каналах под активной зоной в зависимости от времени: 1 – на нижней кромке; 2 – в точке входа в зону воспроизведения

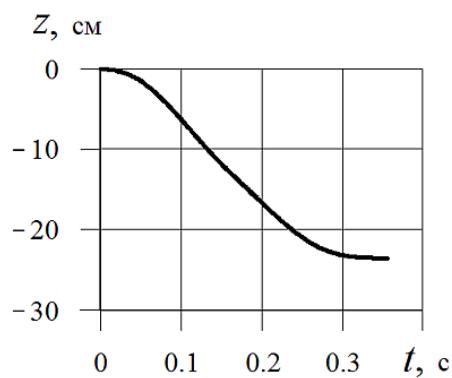


Рис. 2. Координата нижней кромки жидкого топлива, перемещающегося в межтвэльных каналах под активной зоной, в зависимости от времени

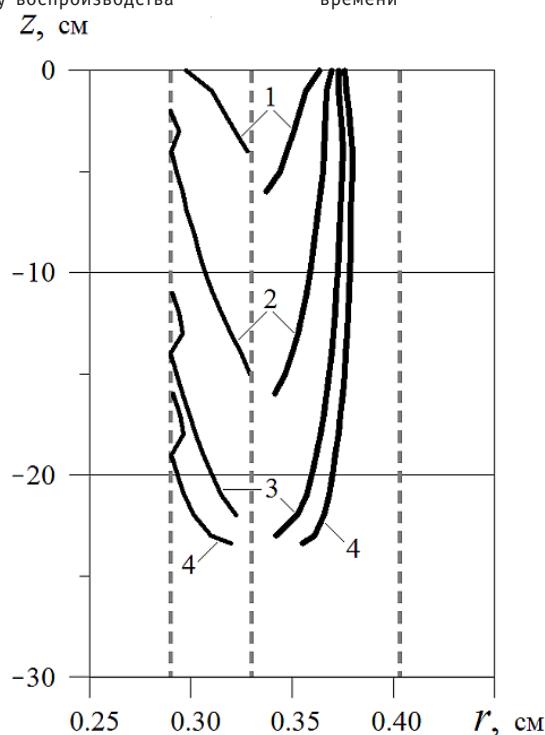


Рис. 3. Расположение фронтов затвердевания топлива на оболочке и расплавления оболочки твэла в ряд моментов времени при перемещении жидкого топлива в межтвэльных каналах под активной зоной: 1 – $t = 0.1$ с; 2 – $t = 0.2$ с; 3 – $t = 0.3$ с; 4 – $t = 0.356$ с (штриховые линии – внутренний и наружный радиусы оболочки, наружный радиус канала)

Получено (см. рис. 1), что скорость передней (нижней) кромки топлива за 0.1 с увеличивается от нулевого значения до 1.2 м/с. Скорость течения на входе в зону воспроизведения достигает более чем в два раза больших значений из-за меньшего проходного сечения, частично перекрываемого растущей твердой коркой на оболочке твэла. Затем по мере увеличения силы трения жидкости о поверхность оболочки твэла с ростом скорости и уменьшением проходного сечения по всей длине потока, а также с увеличением вязкости расплава после начала понижения его температуры за точку ликвидуса скорость понижается до нулевого значения. Это происходит сначала на нижней кромке к

моменту 0.6 с. Глубина продвижения расплава (см. рис. 2) к этому времени достигает 23.5 см, т.е. не доходя на 11.5 см до низа зоны воспроизводства (ее длина 35 см).

Местоположения границ между образующейся на оболочке твэла коркой из затвердевшего топлива активной зоны, жидким топливом в канале по высоте твэла (от нижней плоскости активной зоны) и радиусом его эффективного кольцевого канала (от центра твэла) в моменты времени 0.1, 0.2, 0.3 с и в момент остановки движения нижней кромки показаны на рис. 3. Передача тепла от потока жидкости к корке в данном случае мала, поэтому корка максимального размера образуется в верху зоны воспроизводства. Толщина твердой корки на оболочке твэла к моменту окончания движения расплава достигает 0.50 мм.

На рисунке 3 показаны также положения границы расплавления оболочки твэла по высоте и по радиусу. Численные результаты демонстрируют, что расплывается большая часть оболочки на длине проникновения топлива в зону воспроизводства. Фронт плавления оболочки находится выше передней кромки перемещающегося жидкого топлива всего лишь не более чем на 1 см. Это может явиться причиной неустойчивости и срыва твердой корки с расплавленной части оболочки твэла. Считается, что попадание жидкой стали в поток ускоряет затвердевание перемещающейся жидкости [17]. Следовательно, учет указанного фактора должен уменьшить глубину проникновения топлива из активной зоны в зону воспроизводства.

Значительно сокращает длину проникновения возможное наличие твердых частиц в расплаве [18]. В результате процесс продвижения расплавленной тепловыделяющей массы вниз в корпусе реактора будет иметь, как представляется, не плавный, а прерывистый характер и состоять из ряда повторяющихся этапов: проплавление блокированного слоя, затекание расплава на некоторую длину и затвердевание, проплавление следующего блокированного слоя и т.д. При этом основное время будет затрачиваться на проплавление материалов конструкций под опускающейся тепловыделяющей массой. Временной масштаб процессов течения и затвердевания (менее 1 с) крайне мал по сравнению со временем, требующимся для расплавления очередного заблокированного слоя.

Литература

1. *Buksha Yu. On Approaches Applied Analysis of Melt-down Accident in BN-800 Type Reactor / Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, O-arai, Ibaraki, Japan, June 6–9, 1994. – O-arai Engineering Center, PNC, 1994. – P. 541–544.*
2. Сценарий и последствия аварии LOFWS в реакторе БН-800 Южно-Уральской АЭС / И.А. Кузнецова, В.М. Поплавский, Ю.Е. Швецов и др. – Доклад на семинаре по безопасности реакторов на быстрых нейтронах. СНГ – Европейское сообщество. Обнинск – Актау, 24–29 февраля 1992 г. – 24 с.
3. *TMI-2 Defuelling Conditions and Summary of Research Findings / G.R. Eidam, E.L. Tolman, J.M. Broughton et al. – Severe Accidents in Nuclear Power Plants: Proc. of an international Symposium held in Sorrento, 21–25 March 1988. – IAEA, Vienna, 1988. – Vol. 1. – P. 207–226.*
4. *Попов С.Г. Анализ физико-химических процессов, протекающих во время аварий в активной зоне реакторов LWR // Атомная техника за рубежом. – 1995. – № 2. – С. 7–16.*
5. *Le Rigoleur C., Hofmann F., Stansfield R. Review of European out-of-pile Tests and Analyses of Molten Material Movement and Relocation and of Molten Material – Sodium Interaction // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, June 6–9, 1994, O-arai, Japan. – O-arai Engineering Center, 1994. – P. 17–43.*

6. Main SCARABEE Lessons and Most Likely Issue of the Sub-assembly Blockage Accident / G. Kayser, G. Berthoud, K. Schleisiek et al. – Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an International Topical Meeting. – Obninsk, Russia, October 3–7, 1994. – Obninsk, 1994. – Vol. 2. – P. 2/146–2/155.
7. Jones G., Saroul J., Sesny R. The Different APL and BE+ Tests within the SCARABEE Programme: Means Used in Following and Evaluating the Evolution of the Tests – Application to a Test of Each Type // Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. of an international conference held in Guernsey on 12–16 May 1986. – BNES, London, 1987. – Vol. 2. – P. 389–394.
8. The SCARABEE Total Blockages Test Series: Synthesis of the Interpretation / J. Papin, J. Mac dougall, R. Sesny et al. – Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12–16 August 1990. – ANS, 1990. – Vol. 1. – P. 367–376.
9. Tattersall R.B., Maddison R.J., Miller K. Experiments at the UKAEA Winfrith on the Penetration of Molten Fuel into Pin Arrays and Tubes // Nuclear Energy. – 1989. – Vol. 28. – No. 4. – P. 269–280.
10. Власичев Г.Н. Модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в каналах под активной зоной при тяжелой аварии быстрого реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 2. – С. 57–66.
11. Benuzzi A., Biasi L. Sensitivity of penetration lengths of molten aluminium in quartz–glass tubes. – In: Science and Technology of Fast Reactor Safety. Proc. of an Intern. Conf. Held in Guernsey on 12–16 May 1986. BNES, London, 1987, v. 2. P. 329–333.
12. Peppler W., Kaiser A., Will H. Freezing of a Thermite Melt Injected into an Annular Channel. Experiments and Recalculations // Exper. Thermal and Fluid Science. – 1988. – Vol. 1. – No. 4. – P. 335–346.
13. Власичев Г.Н. Численное моделирование перемещения и затвердевания расплавленного топлива при тяжелой аварии быстрого реактора // Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – Вып. 5. – С. 345–353.
14. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах / Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.
15. Barleon L., Thomauske K., Werle H. Cooling of Debris Beds // Nuclear Technology. – 1984. – Vol. 65. – No. 1. – P. 67–86.
16. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкокометаллическим охлаждением / А.В. Жуков, П.Л. Кириллов, Н.М. Матюхин и др. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
17. Best F.R., Wayne D., Erdman C. A Fuel Freezing Model for Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Hypothetical Core Disruptive Accidents // Nuclear Science and Engineering. – 1985. – Vol. 89. – P. 49–60.
18. Maschek W., Fieg G., Flad M. Experimental Investigations of Freezing Phenomena of Liquid/ Particle Mixtures in the THEFIS facility and their Theoretical Interpretation // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet., Snowbird, 12–16 August 1990. – ANS, 1990. – Vol. 1. – P. 519–529.

Поступила в редакцию 10.01.2013

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВА Э110 ПРИ ТЕМПЕРАТУРАХ ДО 1273 К

И.Н. Измалков, Л.П. Лошманов*, А.В. Костюхина*

ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (ОАО «ВНИИНМ»)

* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»



Исследуется влияние температуры до 1273 К и скорости деформации в интервале $2,410^{-4} - 2,410^{-2}$ с⁻¹ на механические свойства и деформационное поведение сплава Э110. В экспериментах использовались кольцевые образцы, изготовленные из оболочки твэла ВВЭР Ø9,1×7,73 мм. Получены зависимости характеристик прочности (условный предел текучести, предел прочности, истинное сопротивление разрыву) и пластичности (равномерное удлинение, относительное остаточное удлинение, относительное остаточное сужение) сплава Э110 от температуры и скорости деформации. Исследовано влияние параметров нагружения на напряжение течения сплава Э110, для чего были получены истинные диаграммы деформирования, определены степени деформационного и скоростного упрочнений.

Ключевые слова: сплав Э110, предел текучести, предел прочности, истинное сопротивление разрыву, равномерное удлинение, относительное остаточное удлинение, относительное остаточное сужение, деформационное упрочнение, чувствительность к скорости деформации, напряжение течения, скорость деформации, истинная деформация, температура.

Key words: E110 alloy, yield stress, ultimate stress, true stress at burst, uniform elongation, residual elongation, residual necking, deformation hardening, strain rate sensitivities, flow stress, strain rate, true stress, true strain, temperature.

ВВЕДЕНИЕ

Сплав Э110 (Zr-1%Nb) является одним из основных конструкционных материалов А3 реактора типа ВВЭР и используется для изготовления оболочек твэлов [1], так как обладает набором необходимых эксплуатационных свойств, а именно, низким сечением взаимодействия с тепловыми нейтронами, коррозионной стойкостью в стационарных режимах эксплуатации, механической прочностью и др. [2–4]. Работоспособность реактора и многие технико-экономические характеристики АЭС, а также его безопасность в условиях нормальной эксплуатации и при ее нарушениях в аварийных режимах в условиях сейсмических воздействий в значительной степени зависят от механических свойств сплава Э110. Интерес к данному сплаву объясняется тем, что оболочка твэла является одним из первых физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду. Тем более, что и сам твэл относится к первому (наиболее высокому) классу конструктивных элементов, влияющих на безопасность АЭС [5–7]. В связи с ограниченным числом публикаций по данной проблеме в работе изучалось влия-

ние температуры до 1273 К (в α - и β -областях) и скорости деформации в интервале $2,410^{-4}$ – $2,410^{-2}$ с⁻¹ на механические свойства и деформационное поведение сплава Э110.

Актуальность проведенных исследований обусловлена недостатком экспериментальных данных о механических свойствах и деформационном поведении сплава Э110 при значительном варьировании температур и скоростей испытаний, которые необходимы для расчетов НДС оболочки твэла в нормальных условиях эксплуатации, при сейсмических воздействиях, в авариях при обращении с ЯТ, а также в проектных авариях [16–21].

МАТЕРИАЛ И МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

В экспериментах использовались кольцевые образцы (испытания в тангенциальном направлении) высотой 2,7 мм, изготовленные из оболочки твэла Ø9,1×7,73 мм по методике [8]. Длина рабочей части кольцевого образца 7,9 мм обусловлена диаметрами оболочки и применяемых цилиндрических опор (4 мм) [9]. Растяжение кольцевых образцов осуществлялось при скоростях деформации $2,410^{-4}$ – $2,410^{-2}$ с⁻¹ и температурах 293–1273 К. Испытания при температурах 293–673 К проведены на воздухе, а при более высоких температурах в вакууме 10⁻⁴ мм рт.ст. Нагрев образца до температуры испытания происходил в течение 15-ти минут с последующей выдержкой 10 мин. Механические испытания при температурах до 673 К проведены на испытательной машине типа Instron, высокотемпературные – на испытательной машине 1246-2/23001.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 1, 2 представлены экспериментальные данные о стандартных характеристиках прочности и пластичности сплава в зависимости от температуры ($\sigma_{0,2}$ – условный предел текучести; S_B – предел прочности; S_K – истинное сопротивление разрыву; δ_p – равномерное удлинение; δ – относительное остаточное удлинение; ψ – относительное остаточное сужение; T – температура).

Для каждой температуры испытания и скорости деформации были проведены эксперименты по исследованию зависимости напряжения течения от величины пластической деформации. В результате были получены диаграммы деформирования сплава Э110 в координатах истинное напряжение (σ) – истинная деформация (ε) [10], из которых следует, что до деформаций ~ 0,2 деформационное упрочнение происходит по степенному закону. При температурах 293–623 К в области больших пластических деформаций ($\varepsilon \geq 0,2$) скорость упрочнения возрастает и зависимость напряжения от деформации становится линейной. Деформация, начиная с которой проявляется данный эффект, практически не зависит от скорости, но увеличивается с ростом температуры. При температурах 673 К и выше деформационное упрочнение подчиняется степенному закону. Истинные диаграммы деформирования в области степенной зависимости напряжения течения от деформации были аппроксимированы уравнением [11]

$$\sigma(\varepsilon, \dot{\varepsilon}) = \sigma_0 \cdot \dot{\varepsilon}^{\alpha} \cdot \varepsilon^m, \quad (1)$$

где σ_0 – константа; α – степень скоростного упрочнения; m – степень деформационного упрочнения; $\dot{\varepsilon}$ и ε – скорость и величина пластической деформации соответственно. Константа α характеризует чувствительность напряжения течения к скорости деформации, а константа m – к величине пластической деформации. На рисунках 3, 4 приведены зависимости степеней деформационного и скоростного упрочнений от температуры испытания.

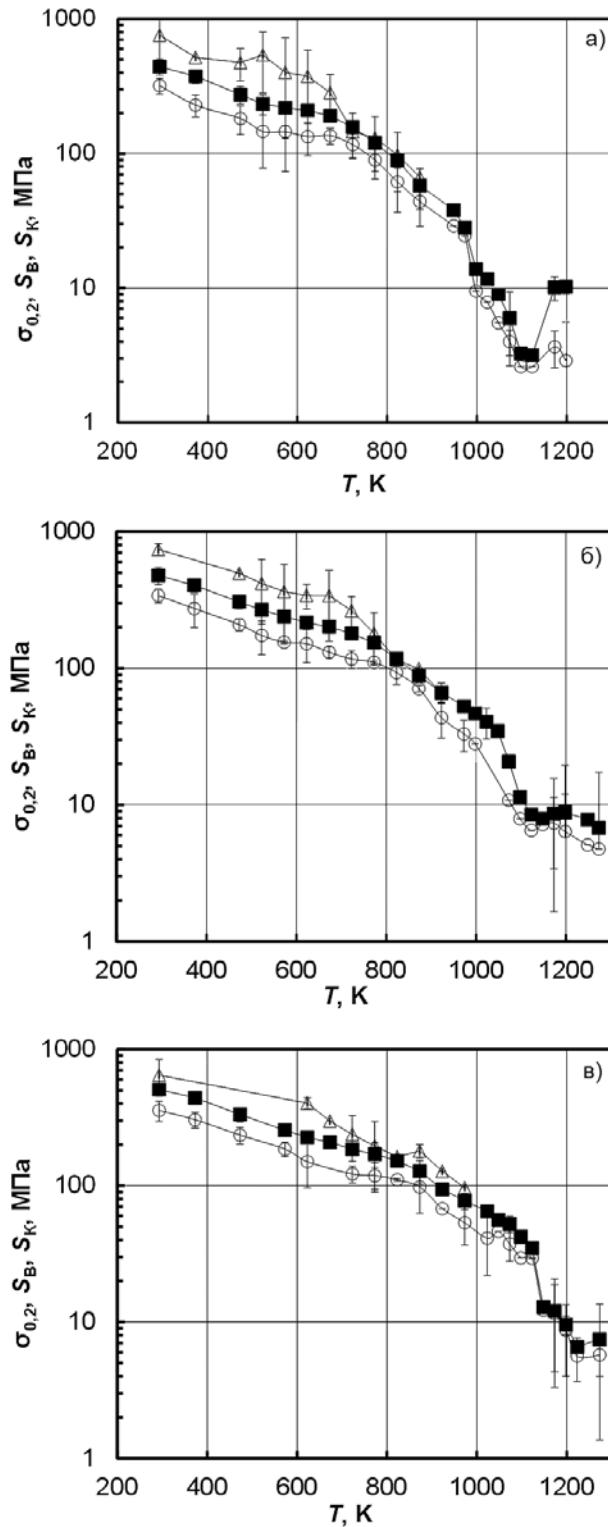


Рис. 1. Характеристики прочности: $\circ - \sigma_{0,2}; \blacksquare - S_B; \triangle - S_K$; а) $2.4 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$; б) $2.4 \cdot 10^{-3} \text{ с}^{-1}$; в) $2.4 \cdot 10^{-2} \text{ с}^{-1}$

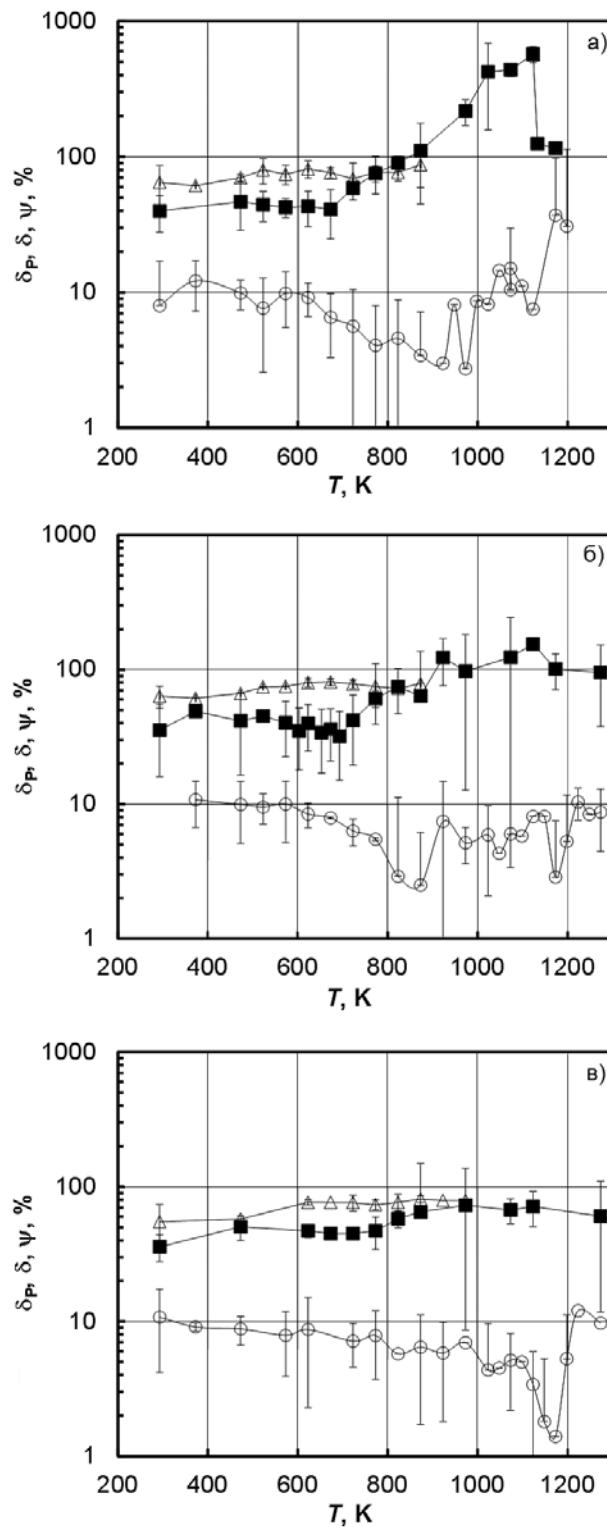


Рис. 2. Характеристики пластичности: \circ – δ_P ; \blacksquare – δ ; \triangle – ψ ; а) $2.4 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$; б) $2.4 \cdot 10^{-3} \text{ с}^{-1}$; в) $2.4 \cdot 10^{-2} \text{ с}^{-1}$

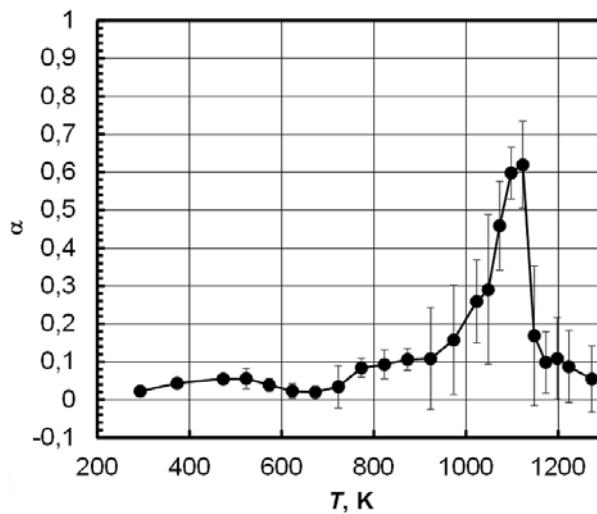


Рис. 3. Чувствительность к скорости деформации

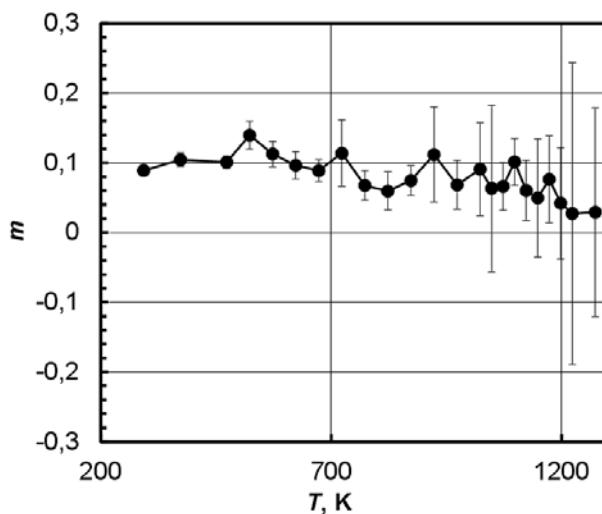


Рис. 4. Чувствительность к величине деформации

Анализ экспериментов приводит к следующим выводам.

1. При температурах 500–900 К наблюдается атермическая область на зависимостях характеристик прочности от температуры (рис.1а). При этом на зависимостях $\delta(T)$ и $\alpha(T)$ (рис.2, 3) наблюдаются локальные минимумы. Такое поведение обусловлено эффектом динамического деформационного старения (ДДС) [12], который вызван торможением движущихся дислокаций атмосферами подвижных атомов примесей внедрения (атмосферами Коттрелла), а также взаимодействием подвижных дислокаций с вакансиями скоплениями вокруг малоподвижных атомов примесей замещения [13]. Как видно, температурная область проявления ДДС смещается в сторону увеличения температуры с ростом скорости деформации (рис. 1), что согласуется с результатами [12–14]. Очевидно также, что эффект ДДС на сплаве Э110 «смазан», т.е. не такой четкий, как например, у сталей [13], поэтому оценить его энергию активации не представляется возможным.

2. В области температур 900–1200 К скорость снижения прочностных ха-

рактеристик с ростом температуры увеличивается (рис. 1), что обусловлено фазовым превращением [15].

3. В интервале температур 1100–1150 К на зависимостях предела текучести и предела прочности от температуры наблюдается локальный минимум (рис. 1а). В то же время величины относительного остаточного удлинения и чувствительности напряжения течения к скорости деформации достигают максимальных значений (рис. 2а, 3). Такое поведение характерно для эффекта сверхпластичности, обусловленного мелкозернистой структурой (формирующейся в результате полиморфного превращения) и комбинацией возврата и зернограницового проскальзывания [15]. При увеличении скорости деформации эффект резко снижается и практически исчезает при скорости деформации $2,4 \cdot 10^{-2} \text{ с}^{-1}$ (рис. 1, 2).

4. Вид зависимостей $\psi(T)$ и $m(T)$ (рис. 2, 4) не позволяет выделить на них какие либо особенные области, связанные с тем или иным микроскопическим процессом или механизмом деформирования.

5. При температурах более 900 К значения S_B и S_K практически совпадают (рис. 1) (выполняются условия $\varepsilon = \text{const}$, $\dot{\varepsilon} = \text{const}$), что позволяет говорить о наличии «установившейся ползучести». При меньших температурах деформирование происходит с упрочнением.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований получены зависимости характеристик прочности (условный предел текучести, предел прочности, истинное сопротивление разрыву) и пластичности (равномерное удлинение, относительное остаточное удлинение, относительное остаточное сужение) сплава Э110 от температуры и скорости деформации. Исследовано влияние температурно-скоростных параметров нагружения на напряжение течения сплава Э110, для чего на основании истинных диаграмм деформирования определены степени деформационного и скоростного упрочнений. Эксперименты проведены в интервале температур от 293 К до 1273 К при скоростях деформации $2,4 \cdot 10^{-4} – 2,4 \cdot 10^{-2} \text{ с}^{-1}$, всего получено более 780-ти точек на поверхности течения.

Литература

1. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Головнин И.С. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1995. Т. 1. 320 с.
2. Емельянов И.Я., Михан В.И., Солонин В.И. Конструирование ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1982. – 400 с.
3. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Головнин И.С. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов. Кн.1 – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 320 с.
4. Солонин М.И., Бибилашвили Ю.К., Никулина А.В. и др. Цирконий-ниобиевые сплавы для оболочек твэл и ТВС энергетических реакторов и установок типа ВВЭР и РБМК / Юбилейный сборник к 100-летию А.А. Бочвара. Избранные труды ВНИИНМ. 2002. Т. 1. С. 65–71.
5. Бахметьев А.М., Самойлов О.Б., Усынин Г.Б. Методы оценки и обеспечения безопасности ядерной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 1988. 136 с.
6. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Утверждены Постановлением Госатомнадзора РФ от 14.11.1997 № 9. Введены в действие с 01.07.1998.
7. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07. Введены в действие с 01.07.2008. Отпечатано в НТЦЯРБ. 2007. 48 с.
8. Лошманов Л.П., Федотов П.В., Салатова А.В. и др. Образец для исследований деформационно-

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

- го поведения материала оболочки твэла реактора типа ВВЭР в тангенциальном направлении. / Сб. науч. тр. Т. 8: Нетрадиционная энергетика. Ядерная энергетика. – М.: МИФИ. 2007. С. 141–143.
9. Кобылянский Г.П., Новоселов А.Е. Радиационная стойкость циркония и сплавов на его основе: справочные материалы по реакторному материаловедению. Под ред. В.А. Цыканова. – Димитровград.: ГНЦ РФ-НИИАР. 1996. 176 с.
10. Федотов П.В., Лошманов Л.П., Костюхина А.В. Деформирование сплава Э110 в α -области // Деформация и разрушение материалов. – Москва, 2013, №2. С. 29–35.
11. Третьяков А.В., Зюзин В.И. Механические свойства металлов и сплавов при обработке давлением. Справочник. – М.: Металлургия. 1973. 224 с.
12. Sun Ig Hong, Woo Ryu, Chang Saeng Rim. Elongation minimum and strain rate sensitivity minimum of Zircaloy-4. // J. of Nuclear Materials V. 116. 1983. P. 314–316.
13. Лошманов Л.П., Логинов А.В., Троценко А.Е. и др. Динамическое деформационное старение сталей в широком диапазоне скоростей деформации // ФММ, 1989, т.68, вып.4. С. 636–639.
14. Myung Ho Lee, Jun Hwan Kim, Byoung Kwon Choi, Yong Hwan Jeong Mechanical properties and dynamic strain aging behavior of Zr-1.5Nb-0.4Sn-0.2Fe alloy. // J. of Alloys and Compounds. Vol. 428. 2007. P. 99–105.
15. Дуглас Д. Материаловедение циркония. / Пер. с англ. под ред. чл.-корр. АН СССР А. С. Займовского. – М.: Атомиздат, 1975, 360 с.
16. Артюхина Л.Л., Алымов М.И., Пирогов Е.Н. Сверхпластичность циркониевого сплава Н-1. / Сб. научных трудов «Расчеты и испытания на прочность материалов и элементов конструкций атомной техники». – М.: Энергоатомиздат. 1987. С. 52–56.
17. Абрамов В.В., Пиминов В.А., Юрченко В.П. Подходы для определения деформаций транспортного технологического оборудования ТВС ВВЭР-1000 при аварийных ситуациях. / VII Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». 2009. г. Подольск. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/f50.pdf> (дата обращения 18.09.2012).
18. Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Фоломеев В.И. Общая постановка исследований термомеханического поведения активной зоны ВВЭР-1000 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. № 2. С.33–43.
19. Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Фоломеев В.И. Метод расчета продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2002. №2. С. 44–53.
20. Петкевич П.Г., Абрамов В.В., Юрченко В.П. и др. Верификация расчетных моделей LS-DYNA применительно к задачам анализа деформаций транспортно-технологического оборудования и ТВС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. 2010. № 27. С. 86–99.
21. Fedotov P.V., Goncharov A.A., Kumachev A.V. et.al. The RAPTA-5.2: Code for Modeling of VVER Type Fuel Rod Behavior under Design Basis Accidents Conditions International Atomic Energy Agency Technical Meeting on Fuel Behavior Under Transient and LOCA October 19–21, 2011, Ibaraki-ken Sangyo-kaikan, Mito city, Ibaraki, Japan.
22. Khvostov G., Novikov V., Medvedev A., Bogatyr S. Approaches to Modeling of High Burn-up Structure and Analysis of its Effects on the Behaviour of Light Water Reactor Fuels in the START-3 Fuel Performance Code. Proceedings of the Water Reactor Fuel Performance Meeting. October 2–6. Kyoto. 2005. p. 992–1008.

Поступила в редакцию 30.01.2012 г.

ГИБРИДНЫЙ МЕТОД РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ ЯЭУ НА ОСНОВЕ СХЕМЫ УМЕНЬШЕНИЯ ДИСПЕРСИИ CADIS

И.Р. Суслов, И.А. Лямцев, С.В. Чернов

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



Представлен гибридный метод расчета защиты на основе совместного использования метода Монте-Карло с непрерывной зависимостью сечений от энергии и метода характеристик. Метод реализует схему автоматического уменьшения дисперсии CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) на основе решения многогрупповой со-пряженной задачи методом характеристик по программе MCCG3D и генерации пространственно-энергетических весовых окон на вспомогательной сетке для расчета по Монте-Карло. Представлена общая структура метода, включающая в себя результаты модельных расчетов, подтверждающие высокую эффективность гибридного метода. Обсуждены преимущества использования метода характеристик в схеме CADIS.

Ключевые слова: расчет защиты, CADIS, гибридный метод, метод характеристик.

Key words: shielding calculation, CADIS, hybrid technique, method of characteristics.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время результаты расчетов защитных экспериментальных бенчмарков SINBAD[1,2], FENDL[3] и других показывают, что наиболее точное моделирование защиты ЯЭУ обеспечивается методом Монте-Карло с непрерывной зависимостью сечений от энергии. При ослаблении потоков нейтронов и гамма-квантов за защитой на много порядков (10–15) даже при большом числе моделируемых частиц лишь очень малое их количество достигает внешних областей защиты, где и необходима оценка физических параметров. Большая сложность геометрий и высокие требования к точности таких расчетов с прямым моделированием приводят к очень большим вычислительным затратам, которые занимают значительное количество времени даже при использовании современных многопроцессорных вычислительных систем.

Проблема еще более усложняется для задач оптимизации сложной трехмерной неоднородной защиты. Усложнение связано с тем, что в этом случае желательно иметь пространственные поля нейтронов и фотонов на достаточно мелкой пространственной сетке. Примером такой сетки является дополнительная (не входящая в задание расчетной геометрии) XYZ- либо RZ θ -сетка оценки FMESH в MCNP. При этом для локальной оптимизации, например, профилирования тяжелого компонента защиты, значения функционалов желательно знать на мелкой сетке с высокой точностью. Отметим, что из-за разностного харак-

тера процесса оптимизации требуется точность, превышающая предъявляемую к собственно оптимизируемому функционалу.

Наиболее перспективным методом решения защитных задач, сочетающих высокую точность и приемлемые вычислительные затраты, является использование гибридных расчетных схем, основанных на совместном использовании детерминистических и стохастических (метода Монте-Карло) программ. Длительное время эти подходы развивались независимо, однако последние 10–15 лет большое внимание привлекло развитие гибридных методов. Примеры развития гибридных расчетных схем представлены в [4, 5].

В работе в качестве детерминистического метода используется метод характеристик, реализованный в программе MCCG3D (Method of Characteristics in Complicated Geometry, 3D) для многогруппового уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов [6–12]. Выбор метода характеристик для детерминистической части гибридной схемы обусловлен следующим.

Метод характеристик обладает нулевой вычислительной дисперсией. Это позволяет гарантированно избегать лучевого эффекта (ray-effect), приводящего к вычислительным осцилляциям полей нейтронов и фотонов. Для сравнения, широко применяемая в детерминистических методах алмазная схема в задачах с сильной гетерогенностью может приводить к осцилляциям из-за лучевого эффекта при любых сколь угодно детальных угловых сетках (хотя в значительном числе задач удается смягчить лучевой эффект до приемлемого уровня). Отсутствие вычислительных осцилляций поля ценностей чрезвычайно важно для эффективности гибридных методов.

Метод характеристик сходится к точному решению (в рамках многогруппового подхода) при сгущении пространственной, угловой и траекторной сеток. Для сравнения отметим, что, как показали исследования на международном вычислительном бенчмарке, разностные схемы, реализованные в программах TORT, могут сходиться к точному значению при сгущении пространственной сетки, не сходиться вообще либо сходиться к неверному значению [13]. Сходимость метода характеристик важна для исследований в области гибридных схем с малой (в пределе – нулевой) дисперсией, что является одной из долговременных целей исследований в области гибридных схем.

Авторы полагают, что создание высокоэффективного гибридного расчетного инструмента на основе сочетания методов Монте-Карло и метода характеристик позволит сделать очередной шаг в решении таких амбициозных долговременных задачах нейтроники, как улучшение методов подготовки групповых констант, анализа экспериментальных бенчмарков и их информативности. Разрабатываемый гибридный метод повысит точность и надежность расчетов защиты и тем самым улучшит технические и экономические характеристики проектируемых ЯЭУ.

МЕТОД ХАРАКТЕРИСТИК

В программе MCCG3D расчетная область покрывается набором лучей (траекторий), вдоль каждого из которых решается уравнение переноса.

В методе характеристик при предположении о плоском в пределах ячейки V_i источнике S_i вдоль любого отрезка – пересечения траектории $l_\alpha(\Omega_m)$ в направлении Ω_m с ячейкой V_i – угловой поток $\psi_m(r)$ аналитически выражается через угловой поток во «входящей» точке отрезка и источник S_i .

Угловой поток в точке $r_{i,m,\alpha}^+$ равен

$$\psi_{i,m,\alpha}^+ = \psi_m(r_{i,m,\alpha}^- + h_{i,m,\alpha} \Omega_m) = \psi_m(r_{i,m,\alpha}^-) e^{-\sigma_t h_{i,m,\alpha}} + \int_0^{h_{i,m,\alpha}} S_i e^{-\sigma_t \tau} d\tau,$$

средний по отрезку угловой поток

$$\Psi_{i,m,\alpha} = [S_i h_{i,m,\alpha} + \psi_m(r_{i,m,\alpha}^-) - \psi_{i,m,\alpha}^+] / [\sigma_t h_{i,m,\alpha}],$$

где $h_{i,m,\alpha}$ - длина отрезка.

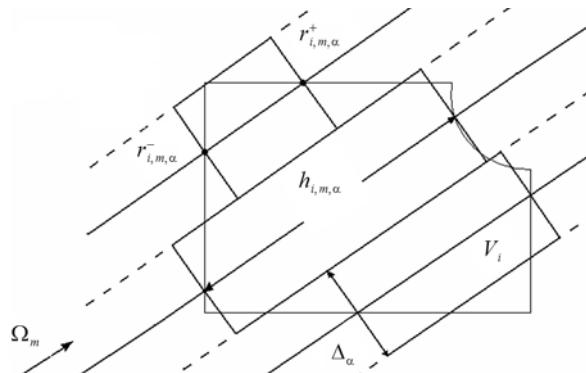


Рис. 1. Расчетная ячейка в программе MCCG3D

Метод характеристик естественным способом ведет к итеративному решению, включающему в себя «проходы» (sweep) через расчетную область. На каждом проходе вдоль траектории с помощью одномерной конечно-разностной схемы вычисляется нейтронный поток вдоль траектории на основе ранее рассчитанного источника. Так как каждая входящая точка каждого из отрезков является выходной точкой предыдущего отрезка на той же самой линии $l_\alpha(\Omega_m)$, усреднение в направлении Ω_m^\perp , перпендикулярном Ω_m , не используется, и численная дисперсия равна нулю. Проинтегрированный по расчетной ячейке поток получается сложением величин по всем отрезкам, пересекающим ячейку (рис. 1):

$$I_{i,m} = \sum_{\alpha} \Psi_{i,m,\alpha} h_{i,m,\alpha} \Delta_{\alpha},$$

и средний по ячейке угловой поток получается делением интегрального потока на вычислительный объем $V_{i,m}$ ячейки V_i в направлении Ω_m :

$$V_{i,m} = \sum_{\alpha} h_{i,m,\alpha} \Delta_{\alpha}, \quad \Psi_{i,m} = I_{i,m} / V_{i,m},$$

где Δ_{α} – вес, соответствующий лучу $l_{\alpha}(\Omega_m)$ при интегрировании в направлении Ω_m^\perp . В простейшем случае равномерной сетки лучей величина Δ_{α} есть просто шаг между лучами для двумерной геометрии и произведение шагов в двух ортогональных направлениях для трехмерных задач. При сгущении сетки траекторий вычислительный объем $V_{i,m}$ стремится к точному объему V_i . Тогда усредненный по ячейке полный (усредненный по углу) поток в ячейке V_i получается как обычно:

$$\Phi_i = \sum_m \Psi_{i,m} W_m.$$

Отметим, что при сгущении пространственной сетки метод длинных характеристик обеспечивает квадратичную сходимость по пространственной переменной решений, сошедшихся относительно сгущения по траекториям.

МЕТОДЫ УМЕНЬШЕНИЯ ДИСПЕРСИИ В MCNP

Критерий статистической эффективности

Во всех методах уменьшения дисперсии (variance reduction) критерием эффективности является величина FOM (Figure-of-Merit), определяемая как

$$FOM = (RE^2 \times T)^{-1},$$

где RE – относительная погрешность в оцениваемом функционале; T – время, необходимое для вычисления заданного количества n историй [14, 15]. Так как RE^2 должно быть обратно пропорционально T , значение FOM должно быть приблизительно постоянным при заданных параметрах задачи. Значение FOM представляется удобной мерой оценки эффективности методов уменьшения дисперсии, так как она включает в себя достигаемую точность (погрешность) и затраты компьютерного времени на получение этой точности. Методы уменьшения дисперсии обычно приводят к увеличению компьютерного времени на одну историю (т.е. T увеличивается), однако при их применении целью является уменьшение RE^2 большее, чем увеличение T , так что знаменатель в целом уменьшается и FOM увеличивается.

Стандартные весовые окна в MCNP

Стандартные весовые окна либо вводятся непосредственно пользователем, либо задаются им с помощью генератора весовых окон в коде MCNP [16]. Суть метода весовых окон заключается в комбинации методов расщепления и рулетки для каждой точки фазового пространства рассчитываемой системы.

В каждой ячейке расчетной модели задается нижняя граница весового окна, обратно пропорциональная ценности частицы. Верхняя граница кратна нижней, и эти границы нормированы так, чтобы частицы источника испускались в интервале весового окна. При моделировании блуждания частицы, если вес частицы выше верхней границы весового окна, то она дробится на равные доли от первоначального веса (расщепление). Вес каждой новой частицы лежит внутри границ весового окна. Если вес частицы ниже весового окна, то срабатывает принцип рулетки. Частица либо уничтожается, либо ее вес увеличивается до значения, лежащего в диапазоне весового окна. Русская рулетка статистически случайно уменьшает количество незначимых частиц. Ни расщепление, ни рулетка не смещают оценки, так как суммарный вес сохраняется.

Стандартный генератор весовых окон в MCNP производит статистическую оценку (методом Монте-Карло) границ окон по вкладам частиц из данной ячейки фазового пространства в функционал, однако при этом требуется итерационное использование генератора. В течение первых циклов набирается совокупность весовых окон для последующих расчетов. В типичном случае пользователь много-кратно запускает на расчет созданные весовые окна и полученные на выходе новые весовые окна использует для последующих расчетов.

Тем не менее, в силу статистической природы полученных таким способом окон, за разумное счетное время не удается избежать статистического разброса значений границ окон, и пользователь всегда должен быть готов выровнять весовые окна вручную. Нет никакой гарантии, что данное множество весовых окон будет правильным, не говоря уж о том, что оно будет оптимальным.

Методы автоматического уменьшения дисперсии на основе детерминистических расчетов

В литературе представлено достаточно много подходов к автоматическому уменьшению дисперсии на основе сочетания различных детерминистических и статистических программ [17].

AVATAR [18] – это расширенная версия MCNP, реализованная с помощью графического интерфейса Justine. В сформулированной задаче AVATAR автоматически генерирует сетку для сопряженных вычислений, производит с помощью кода THREEDANT [19] вычисления на этой сетке, строит трехмерные зависящие от энергии весовые окна из сопряженного решения, которые в свою очередь используются в MCNP. Пользователь может вмешаться и исправить сетку для весовых окон после того, как она была создана Justine.

Сетка для сопряженных вычислений с кодом THREEDANT представляет собой прямоугольник либо в системе координат XYZ , либо в цилиндрической системе координат $RZ\theta$, покрывающий всю расчетную систему, и состоит из интервалов сетки (coarse mesh), разбиваемых на ячейки (fine mesh). Материал, приписываемый ячейке сетки, – это материал в центре ячейки (более сложное приближение планируется в будущем). MCNP получает данные весовых окон из этой прямоугольной сетки.

Код Justine может автоматически создавать сетку для сопряженных вычислений кода THREEDANT. Сначала создается прямоугольная область, содержащая в себе всю систему. В каждом направлении эту область разделяют на интервалы, которые образуют крупные элементы сетки. Равномерная крупная сетка создается путем равномерного деления по всем направлениям ограниченного блока. Неравномерная или «разумная» (smart) сетка создается путем разбиения исходной области на меньшие прямоугольные подобласти так, что каждая из них касается по всем направлениям ячейки MCNP. Хотя разумная сетка не связана непосредственно с ячейкой MCNP, эта конструкция подходит для адекватного детального описания геометрии. Кодом Justine создается «разумная» сетка, хотя пользователь может вмешаться и выбрать равномерную крупную сетку.

Вычисленные крупные элементы (coarse mesh) могут быть равномерно либо логарифмически поделены на более точные. По умолчанию AVATAR делит сетку равномерно, но пользователь может вмешаться и выбрать логарифмическое разбиение. Обычно используются равномерные, а не логарифмически поделенные сетки, тогда программа работает несколько быстрее при выборке информации о весовых окнах в MCNP.

ЭТАПЫ ПРОВЕДЕНИЯ ГИБРИДНОГО РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ

Гибридный метод расчета реализован в виде расчетной цепочки (MCCG3D + MXWWG + MCNP).

Основная мотивация применения гибридного метода для расчета защиты:

- возможность прямого учета всех элементов конструкции ЯЭУ, многие из которых вносят заметный вклад в ослабление излучения;
- непосредственный расчет важнейших функционалов без дополнительных экстраполяций;
- использование корректного описания сечений взаимодействий, прежде всего анизотропии рассеяния гамма-квантов и нейтронов высоких энергий.

Наиболее приближенная к реальной геометрии модель рассчитываемой ЯЭУ позволяет уменьшить запасы на неопределенность и получить минимальные массогабаритные характеристики.

Этапы проведения расчета по гибридному методу.

1. Расчет сопряженной задачи по MCCG3D (построение геометрической модели и расчетной сетки MCCG3D, решение сопряженного уравнения поля ценности для выбранного функционала).

2. Подготовка файла весовых окон с помощью программы MX_WWG:

- построение сетки WWG (Weight Windows Grid) для весовых окон;
- проектирование сетки MCCG3D на сетку WWG;
- проверка выполнения условия $w_i/w_{i+1} < 2$ (если указанное условие не выполняется, то построение сетки WWG выполняется заново, т.е. она разбивается на более мелкие ячейки до тех пор, пока условие не будет выполнено);
- проверка отсутствия осцилляций в решении сопряженной задачи по MCCG3D (если осцилляции присутствуют, то выполняются дополнительные итерации по MCCG3D с более детальной угловой сеткой).

3. Расчет по программе MCNP.

4. Подготовка файла дозовых функционалов с помощью программы Meshtal2MX.

5. Визуализация дозовых функционалов с помощью программы-визуализатора MCCG_G.

С помощью графического визуализатора MCCG_G выполняется построение трехмерной геометрической модели, для которой по программе MCCG3D решается сопряженная задача в групповом приближении.

Подготовка файла весовых окон выполняется с помощью программы MX_WWG. Данный код вычисляет величины обратно пропорциональные ценостям частиц и получает нижние границы весовых окон каждого элемента и каждой группы. Весовые окна затем нормируются на источник таким образом, что он генерирует частицы с весом внутри весового окна. Так же, как сеточный генератор весовых окон WWG в MCNP, MX_WWG выводит значения весовых окон в форматный файл WWINP, стандартный для MCNP, который может использоваться стандартной немодифицированной версией MCNP.

После того, как файл весовых окон WWINP сгенерирован, производится прямой расчет дозовых функционалов. По окончании вычислений получается файл, содержащий значения доз на вспомогательной сетке во всей расчетной области. После проведения расчетов по MCNP, полученные данные преобразуются программой Meshtal2MX в формат MCCG3D. Затем визуализатор MCCG_G графически изображает трехмерные дозовые поля для всей расчетной области или ее выделенных частей.

С использованием гибридного метода появилась возможность вычисления дозовых функционалов за биологической защитой с ослаблением 10–12 порядков с погрешностью 5–10%. Гибридный метод является максимально точным по описанию реальной геометрии, сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Внутренний контроль по статистике расчетов позволяет утверждать о правильности полученных результатов. Выполненные расчеты экспериментальных бенчмарков не выявили существенных погрешностей метода.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ТЕСТОВЫХ ЗАДАЧ

С использованием гибридного метода проведены расчеты тестовых задач в упрощенной геометрии, показательных с точки зрения физики радиационной защиты.

Рассмотрена модельная задача из набора бенчмарков Кобаяши[20]. Геометрия задачи состоит из трех зон: источника, пустого канала сложной формы и защиты, геометрия которых представлена на рис. 2. На плоскостях $x = 0, y = 0, z = 0$ заданы граничные условия отражения, а на внешних границах – вакуумные граничные условия.

Были реализованы три варианта задачи. Во-первых, математический бенчмарк OECD с одногрупповыми сечениями, для которого в табл. 1 приведены сечения нейтронов и мощность источника в зонах тестовой задачи. Кроме того, решались две многогрупповые задачи, где материалом защиты в одном случае был бетон, а в другом – полиэтилен.

Таблица 1

Макросечения нейтронов тестовой задачи

Область	Мощность источника	Полное сечение	Сечение рассеяния
1 (источник)	1	0.1	0.05
2 (канал)	0	10^{-4}	$5 \cdot 10^{-5}$
3 (защита)	0	0.1	0.05

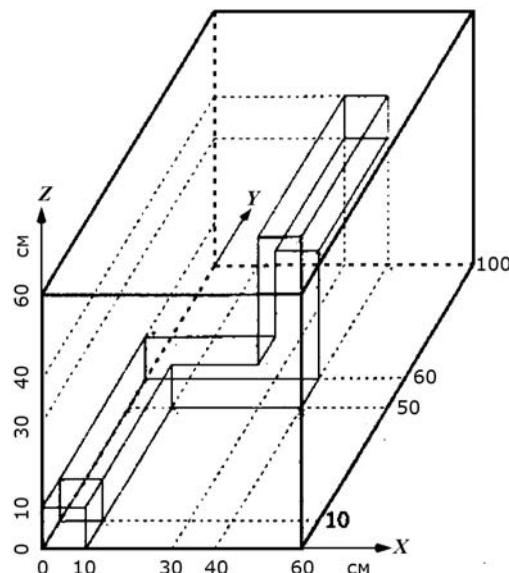


Рис. 2. Геометрия тестовой задачи

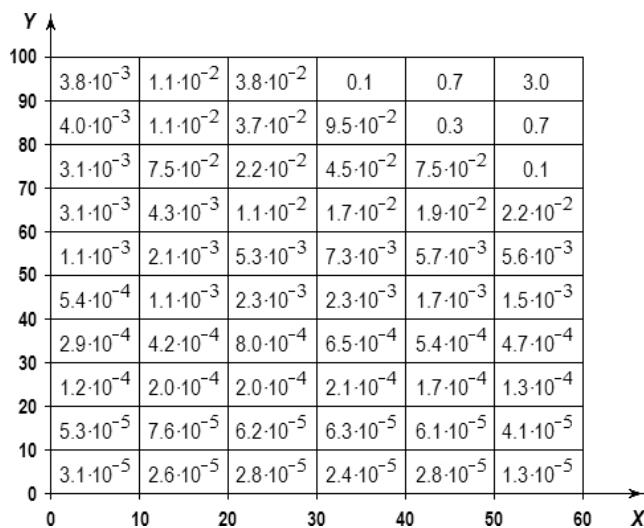


Рис. 3. Сопряженное решение для одногрупповой задачи (плоскость $Z = 35.0$)

В расчетах MCCG3D и при задании весовых окон в MCNP использовалась сетка $6 \times 10 \times 6$ (с шагом 10 см по каждой из координат). Источник размещен в ячейке с центром (5, 5, 5). Детектор помещался в «труднодоступную» для прямого моделирования ячейку с координатами (55, 95, 35).

Представленный на рис. 3 срез решения сопряженной задачи через плоскость $z = 35.0$ иллюстрирует способность метода характеристик, реализованного в про-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

граммме MCCG3D, получать гладкое решение даже на относительно грубой сетке.

Были проведены вычисления по гибридному методу, а также прямые расчеты по MCNP. Результаты расчетов и сопоставление скоростей сходимости представлены в табл. 2.

Таблица 2

Результаты тестовых расчетов

ПАРАМЕТР	OECD		Бетон		Полиэтилен	
	Прямой расчет MCNP	Расчет по гибридному методу	Прямой расчет MCNP	Расчет по гибридному методу	Прямой расчет MCNP	Расчет по гибридному методу
Расчетное значение	4.43E-5	4.44E-5	8.78E-4	8.79E-4	3.18E-07	3.19E-07
Оценка относительной погрешности, %	0.9	0.6	0.5	0.7	0.9	0.8
Число историй	5E+10	1E+8	1E+9	4E+5	6.4E+10	4E+8
FOM	3.1E+0	6.1E+2	5.2E+0	4.0E+2	1.2E-02	3.2E+1
FOM/FOM ₀	1	2.0E+2	1	7.7E+1	1	2.7E+3

Гибридный метод показал высокую эффективность в ускорении сходимости на тестовых задачах. Вместе с тем его эффективность зависит от выбранных параметров решения по методу характеристик и выбора сетки весовых окон непосредственно в программе MCNP. Выбор оптимальных параметров может быть очень существенным. Поэтому наряду с использованием разработанного гибридного метода в практических задачах необходимо проведение дополнительных расчетных исследований по развитию гибридной методики. Предполагаются следующие шаги в этом направлении:

- включение в код MX_WWG алгоритмов оптимизации сетки весовых окон;
- реализация в коде MX_WWG процедуры формирования смещенного источника (в соответствии с методологией CADIS).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан гибридный метод для вычислений переноса частиц методом Монте-Карло с помощью кода MCNP и весовых окон, полученных методом характеристик по программе MCCG3D. Разработана программа MX_WWG для связи кодов MX и MCNP. Проведены тестовые испытания, показавшие высокую эффективность расчетной схемы, скорость вычислений возросла в сто – тысячу раз.

ЛИТЕРАТУРА

1. ORNL Shielding Integral Benchmark Archive and Database (SINBAD).
2. I.A. Kodeli, E. Sartori, A. Milocco, P. Ortego. 20 years of SINBAD, ICRS-12 and RPSD-2012 SCHEDULE.
3. Forschungszentrum Karlsruhe, U. Fischer (Ed.). Wissenschaftliche Berichte FZKA 5785 INDC(GER)-41, Integral Data Tests of the FENDL-1 Nuclear Data Library for Fusion Application, August 1996.
4. Becker T.L., Larsen E.W. A General Transform for Variance Reduction in Monte Carlo Simulation, M&C 2011, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, May 8–12, 2011, on CD-ROM.
5. Zhang Q., Abdel-Khalik H.S. Ajoint Based Global Variance Reduction Approach for Reactor Analysis Problems, M&C 2011, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, May 8–12, 2011, on CD-ROM.

6. *Suslov I.R.* MCCG3D - 3D Discrete Ordinates Transport Code for Unstructured Grid/ State of Art and Future Development / Сб. трудов семинара «Нейтроника-96». С. 162. – Обнинск: ФЭИ, 1996.
7. *Suslov I.R.* A Consistent and Efficient Fix-Up for DD Scheme in X-Y Geometry based on Quasi-Stationary Derivatives Principle, M&C'99 – Madrid, Mathematics and Computations, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications p.84 (CD), Madrid, 27–30 September, 1999.
8. *Suslov I.R.* An Improved Transport Theory Schemes Based on the Quasi-Stationary Derivatives Principle, Proceedings of International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Saratoga Springs, USA, October 5–9, 1997.
9. *Suslov I.R.* An Algebraic Collapsing Acceleration in Long Characteristics Transport Theory. Proc. of the 11-th Symposium of AER. p.179-188. Csopak,Hungary,24–28 September 2001.
10. *Суслов И.Р.* Метод характеристик в сложной геометрии для расчета защиты // ВАНТ, серия ФЯР, 1, 88, 1991.
11. *Suslov I.R.* Solution of Transport Equation in 2- and 3-Dimensional Irregular Geometry by the Method of Characteristics, Proceedings of International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, p. 752, Karlsruhe, Germany, April 19–23, 1993.
12. *Suslov I.R., Pevey R.E., Bently C., Goluglu S., DeMeglio R., Norton K., Dodds H.L.* Efficiency of Method of Characteristics for Criticality Safety Calculations. Trans. Am. Nuc. Soc., 75, p.427, Orlando,USA,1–5 July 1997.
13. Progress in Nuclear Energy, v.39, p.223, 2001.
14. *Goertzel G., Kalos M.H.* Monte-Carlo Methods in Transport Problems/ Progr. Nucl. Energy ser. I, Vol. 11, Physics and Mathematics, Pergamon Press, New York (1958).
15. *Pederson S., Forster R.A., Booth T.E.* Confidence Interval Procedure for Monte-Carlo Transport Simulations/ Nucl.Sci.Eng.,127,54–77(1997).
16. *Briesmeister J.F.* MCNP – A General Purpose Monte-Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C/ LA-13709-M, December 2000.
17. *Smith H.P., Wagner J.C.* A case study in manual and automated Monte Carlo variance reduction with a deep penetration reactor shielding problem/ Nuclear Mathematical and Computational Sciences: A Century in Review, A Century Anew, Catlinburg, Tennessee, April 6–11, 2003.
18. *Van Riper K.A., Urbatsch T.J., Soran P.D., Parsons D.K., Morel J.E., McKinnely G.W., Lee S.R. etc.* AVATAR - Automatic Variance Reduction in Monte Carlo Calculation/ Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications, Saratoga Springs, New York, October 5–9, 1997.
19. DOORS 3.2: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Code System, Available from Radiation Safety Information Computational Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-650.
20. *Kobayashi K., Suugimura N., Nagaya Y.* 3-D Radiation Transport Benchmark Problems and Results for Simple Geometries with Void Regions/ Nuclear Energy Agency, November 2000.

Поступила 18.12.2012

ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННОЙ РАСЧЕТ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

В.П. Гинкин, Н.М. Троянова*

ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск

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



Описана организация вычислений в комплексе программ GVA для расчета быстрых переходных процессов в реакторах типа БН, моделирующем пространственно-временное поведение активной зоны реактора на быстрых нейтронах в случае возникновения аварийной ситуации. Для решения нестационарного уравнения реактора использовано квазистатическое приближение, сводящее исходную задачу к системе двух уравнений: для расчета амплитудного фактора, быстро меняющегося во времени и не зависящего от пространственных координат, и форм-функции, зависящей от пространственных координат и слабо меняющейся во времени. Приведены результаты демонстрационных расчетов, в которых в качестве исходных аварийных событий рассматриваются такие, как остановка ГЦН и самоход стержней органов регулирования.

Ключевые слова: нестационарное уравнение реактора, квазистатическое приближение, переходные процессы, комплекс программ.

Key words: non-stationary equation of the reactor, quasi-static approximation, transient processes, program code

ВВЕДЕНИЕ

Для расчета пространственной динамики реакторов на быстрых нейтронах в ГНЦ РФ-ФЭИ разработан комплекс программ GVA [1]. В основе этого комплекса лежат три программы, разработанные независимо друг от друга: GRIF-SM [2], предназначенная для трехмерного теплогидравлического расчета реактора типа БН с учетом двухфазного течения натрия; ВОЛНА [3] – для расчета пространственной кинетики реактора в (*hex-z*)-геометрии в диффузационном многогрупповом квазистатическом приближении и АРАМАКО [4] – для расчета гомогенизованных многогрупповых макроконстант в спектре, типичном для быстрых реакторов. Объединение этих программ в один комплекс позволило решить главную задачу – прямым численным расчетом промоделировать пространственно-временное поведение активной зоны реактора на быстрых нейтронах в случае возникновения аварийной ситуации. При этом для демонстрации работы комплекса GVA в качестве исходных аварийных событий рассматриваются такие, как остановка ГЦН и самоход стержней органов регулирования.

ОРГАНИЗАЦИЯ ВЫЧИСЛЕНИЙ В КОМПЛЕКСЕ ПРОГРАММ GVA

В настоящее время комплекс GVA рассчитывает только начальную стадию

аварии, на которой не происходит плавления топлива и разрушения активной зоны реактора. Но принципиальных ограничений не существует для распространения данного подхода на более глубокие стадии развития аварии, связанные с перемещением материалов. Более того, на наш взгляд, квазистатический подход является единственно приемлемым и практически реализуемым для детального и комплексного описания аварий, приводящих к плавлению топлива и разрушению ТВС.

Программа расчета теплогидравлики GRIF-SM решает нестационарную систему уравнений сохранения массы, импульса и энергии в рамках модели пористого тела, причем пористость, проницаемость и другие коэффициенты системы уравнений модели зависят от пространственных координат. Такое приближение позволяет описать кипение натрия и его конденсацию в верхней полости реактора и учесть гидравлическое взаимодействие каналов зоны друг с другом. Входными данными для программы GRIF-SM являются пространственные распределения энерговыделения в каждый момент времени. Выходными данными являются пространственные распределения давлений, скоростей и плотностей теплоносителя, температур топлива, оболочек, теплоносителя и других материалов.

Программа расчета пространственной кинетики ВОЛНА решает пространственно-временное уравнение переноса нейтронов в диффузационном приближении. Для решения этого уравнения используется квазистатический подход. При таком подходе исходное нестационарное уравнение тождественным преобразованием приводится к системе двух уравнений: пространственно-временного уравнения для форм-функции $\psi(r, t)$, для решения которого используется эффективный вариант комбинированной сверхнеявной схемы неполной факторизации с параметрической периферийной компенсацией [3], и только временного уравнения типа уравнения точечной кинетики для амплитудного фактора $P(t)$, интерпретируемого как мощность реактора. Плотность потока нейтронов равна произведению форм-функции на амплитудный фактор.

Важнейшей чертой квазистатического приближения является принципиальная возможность введения двух временных масштабов: крупного – для расчета трехмерной форм-функции и мелкого – для расчета амплитудного фактора.

Входными данными для программы ВОЛНА являются пространственные распределения групповых макроконстант в каждый момент времени и скорости движения стержней органов регулирования. Последние используются косвенно, так как по ним определяются координаты концов движущихся стержней и вычисляются усредненные константы в ячейках, содержащих концы этих стержней с учетом долей объемов ячеек, занятых стержнем и свободных от него.

Выходными данными программы ВОЛНА являются пространственные распределения энерговыделений по объему реактора, групповых плотностей потоков нейтронов и групповых концентраций предшественников запаздывающих нейтронов.

Групповые макроконстанты для расчета по программе ВОЛНА вычисляются по программе АРАМАКО. Входными данными для этой программы являются пространственные распределения температур и плотностей топлива, конструкционных материалов и теплоносителя в каждый момент времени, получаемые по программе GRIF-SM.

Начальным состоянием в программе GVA принято строго критическое состояние реактора. Изменение макроконстант хотя бы в одной пространствен-

ной ячейке реактора вызывает изменение этого состояния. Это означает введение реактивности, вызванное той или иной физической причиной. Реактивность вычисляется в процессе решения нестационарного уравнения реактора путем интегрирования по объему реактора изменений в распределениях макроконстант с весом форм-функции и функции ценности нейтронов деления для критического реактора.

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Представлены результаты расчетов двух аварий с помощью комплекса программ GVA:

- остановка всех ГЦН с одновременным отказом органов защиты;
- выдвижение группы шести компенсирующих стержней из активной зоны реактора со скоростью 10 см/с.

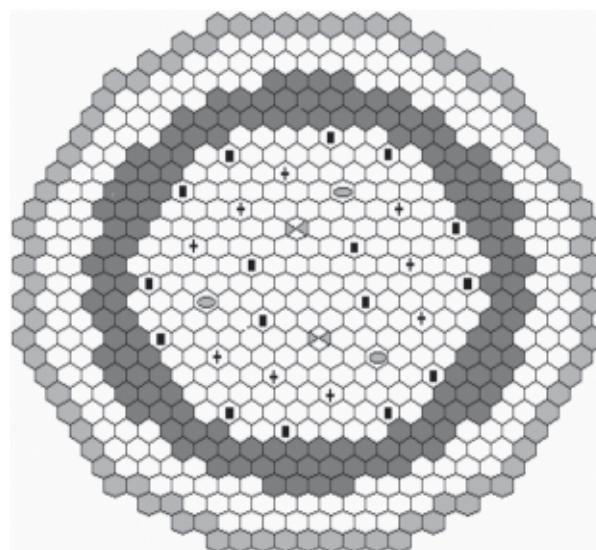


Рис. 1. Картограмма активной зоны для тестового расчета: \bigcirc – ТВС зоны малого, среднего и большого обогащения; \blacksquare – компенсирующие стержни; \circlearrowleft – регулирующие стержни; \oplus – стержни аварийной защиты; \otimes – стержни пассивной аварийной защиты; $\blacksquare\blacksquare$ – радиальная зона воспроизводства

Первая авария. На рисунках 1, 2 приведены картограмма и распределение по высоте материалов реактора в начальном состоянии; на рис. 3 – рассчитанные зависимости реактивности и мощности реактора при аварийном отключении ГЦН. Сплошные кривые отвечают расчету по комплексу программ GVA, а пунктирные – по формулам точечной кинетики. После обесточивания ГЦН происходит разогрев активной зоны при одновременном снижении мощности. Реактивность на протяжении всего процесса остается отрицательной и определяется, в основном, натриевой плотностной компонентой. На 16-й секунде начинается кипение натрия в одном из каналов в сечении, соответствующем верхнему торцу активной зоны. По мере образования пар поступает в область натриевой прослойки, где натриевый пустотный эффект отрицателен. В результате наблюдается резкое падение реактивности, а затем и мощности реактора. Далее уменьшение мощности приводит к прекращению кипения натрия и уменьшению объема пара в реакторе. Реактивность начинает возрастать, а с ней и мощность.

$k \setminus i$	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
29	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	28	25	25
28	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	28	28	37
27	25	25	25	25	51	51	51	51	51	51	51	51	28	28	37
26	25	25	25	25	51	51	51	51	51	51	51	51	28	28	30
25	25	25	25	25	51	51	51	51	51	51	51	51	27	27	30
24	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	27	27	30
23	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	51	27	27	30
22	33	34	35	36	24	24	24	24	24	24	24	24	27	27	30
21	45	46	47	48	49	49	49	49	49	49	49	49	27	27	30
20	40	41	42	43	44	44	44	44	44	44	44	44	27	27	30
19	40	41	42	43	44	44	44	44	44	44	44	44	27	27	30
18	40	41	42	43	44	44	44	44	44	44	44	44	27	27	30
17	18	19	20	21	22	22	22	22	22	22	22	22	27	27	30
16	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
15	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
14	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
13	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
12	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
11	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
10	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
9	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
8	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
7	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
6	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
5	13	14	15	16	17	17	17	23	23	23	52	39	27	27	30
4	53	54	55	56	57	57	57	57	57	57	52	57	27	27	30
3	63	64	65	66	67	67	67	67	67	67	67	67	27	27	30
2	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	31	27	27	29
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	26	26	29

Рис. 2. Расчетная модель реактора типа БН-800: 1 – нижняя напорная камера реактора; 2–12, 31 – входные участки ТВС; 13–16 – зона малого обогащения; 17 – зона среднего обогащения; 23 – зона большого обогащения; 18–22, 32 – область стальных заглушек твэлов; 24, 33–36 – область головок ТВС; 45–49 – верхняя борная защита; 40–44 – натриевая полость; 53–57 – нижняя торцевая зона воспроизведения; 63–67 – область газовых объемов твэлов; 52 – радиальная зона воспроизведения; 39, 68, 69 – внутренняя радиальная защита и хранилище; 51 – верхняя камера реактора; 26 – входной трубопровод; 29 – насос первого контура; 27 – промежуточная радиальная защита; 28 – стержневая защита; 30, 37 – промежуточный теплообменник; 25 – прочие конструкционные элементы

Результаты расчета по двум указанным выше подходам близки. Однако, в отличие от формул точечной кинетики, программа GVA рассчитывает пространственные эффекты, которые, в частности, продемонстрированы на рис. 4. На этом рисунке представлены отличия пространственных распределений энерговыделения от начальных распределений в трех сечениях реактора по высоте в момент времени $t = 20$ с, когда происходит закипание натрия. Четко виден пространственный эффект от закипания натрия в верхней части реактора.

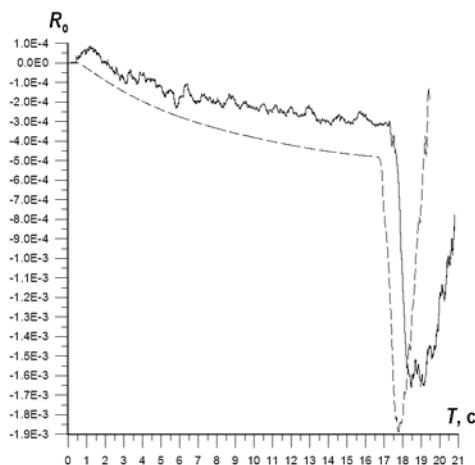


Рис. 3. Расчетная зависимость реактивности реактора от времени при аварийном отключении ГЧН

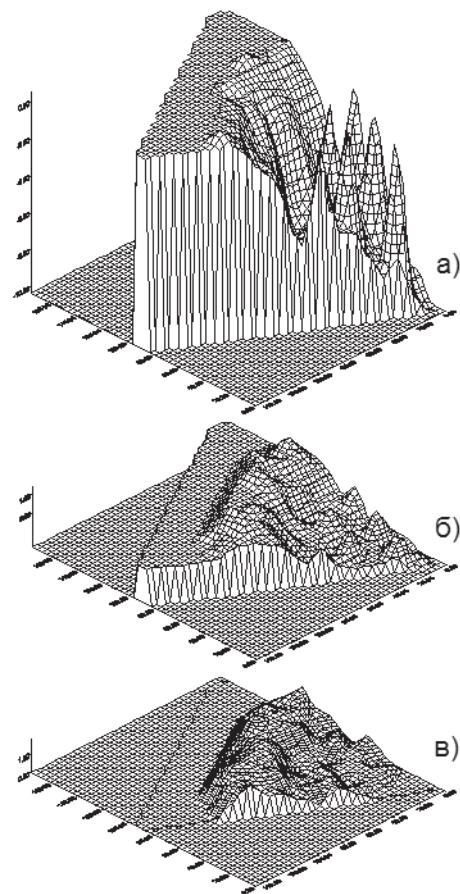


Рис. 4. Относительное формоизменение пространственного распределения энерговыделения в разных сечениях реактора на момент времени $t = 20$ с по отношению к $t = 0$: а) – 73.5 см от низа активной зоны; б) – 52.5 см от низа активной зоны; в) – 31.5 см от низа активной зоны.
Моделируется аварийное отключение ГЧН

Вторая авария. На рисунках 5, 6 приведены зависимости реактивности и мощнос-

ти от времени для второй аварии, связанной с выбросом шести компенсирующих стержней, которые в начальный момент времени полностью опущены в активную зону реактора, со скоростью 10 см/с. Соответствующие распределения относительных формоизменений энерговыделения в разных сечениях по высоте реактора в различные моменты приведены на рис. 7. Видно, что имеется сильное локальное возмущение, которое постепенно распространяется на окружающие области активной зоны.

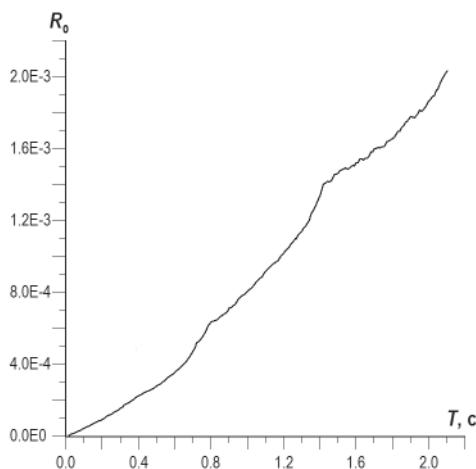


Рис. 5. Расчетная зависимость реактивности реагтора от времени при извлечении группы из шести КС со скоростью 10 см/с

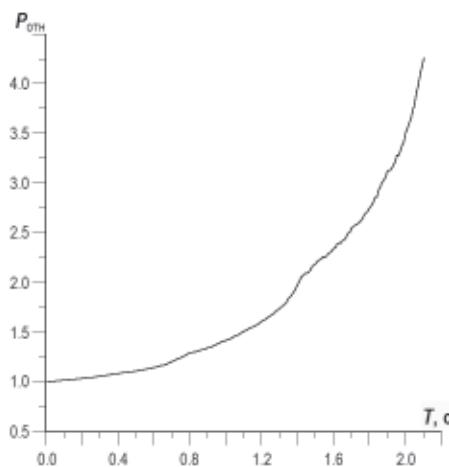


Рис. 6. Расчетная зависимость относительной мощности реагтора от времени при извлечении группы из шести КС со скоростью 10 см/с

ВЫВОДЫ

1. Разработана программа GVA, предназначенная для совместного решения в трехмерной геометрии уравнений пространственно-временной кинетики реагтора и теплогидравлики применительно к расчету нестационарных и аварийных процессов в реагторах.

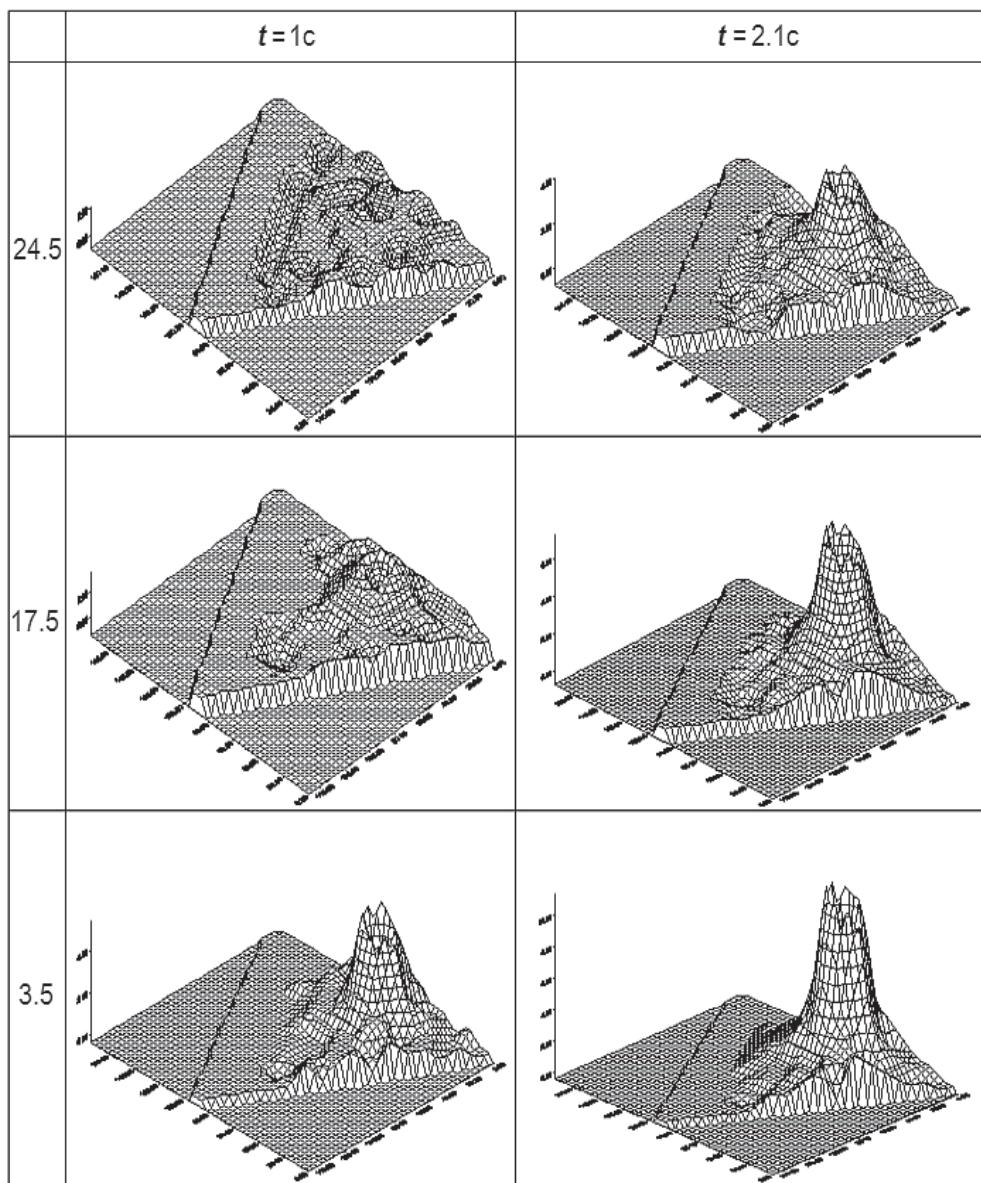


Рис. 7. Относительное изменение пространственного распределения энерговыделения в разных сечениях реактора в моменты времени $t = 1\text{ с}$ и $t = 2.1\text{ с}$ по отношению к $t = 0$ при извлечении группы стержней со скоростью 10 см/с

2. По программе GVA проведены тестовые расчеты запроектных UL0F- и ТОР-аварий в реакторе типа БН-800. Эти расчеты достаточно хорошо согласуются с расчетами тех же аварийных процессов по программе GRIF-SM, однако позволяют учитывать существенные пространственные изменения полей энерговыделения в реакторе, вызванные перемещениями реакторных материалов в аварийном процессе, движением поглощающих стержней (до 10–15% от исходных значений).

Литература

1. Безбородов А.А., Волков А.В., Ганина С.М., Гинкин В.П., Кузнецов И.А., Троянова

Н.М., Швецов Ю.Е. Программа совместного решения уравнения пространственно-временного переноса нейтронов и теплогидравлических нестационарных и аварийных процессов в быстрых реакторах / Препринт ФЭИ-2637, 1997.

2. Chvetsov I., Kuznetsov I., Volkov A. GRIF-SM – the Computer Code for Analysis of the Severe Beyond Design Basis Accidents in Sodium Cooled Reactors // International topical meeting. Obninsk, Russia, October, 3–7, 1994. Sodium Cooled Fast Reactor Safety, vol.2.

3. Гинкин В.П., Ваньков К.А., Троянова Н.М. ВОЛНА – программа трехмерного нестационарного расчета реактора в квазистатическом групповом приближении / Препринт ФЭИ-2360, Обнинск, 1994.

4. Хохлов В.Ф., Николаев М.Н., Савосъкин М.М. Комплекс программ АРАМАКО для расчета групповых макро- и блокированных микросечений на основе 26-групповой системы констант в подгрупповом представлении // Ядерные константы, вып.8. М.: Атомиздат, 1972.

Поступила в редакцию 25.12.2012

ФИЗИЧЕСКОЕ ЯВЛЕНИЕ ЭМИССИИ ЭЛЕКТРОНОВ В МЕТАЛЛАХ ПОД ДЕЙСТВИЕМ УЛЬТРАЗВУКА

А.И. Трофимов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Приведено теоретическое и экспериментальное обоснование нового физического явления – эмиссии электронов в металлах под действием ультразвука. Показана аналогия механизмов повышения внутренней энергии в металлах при нагреве и действии ультразвука. Даётся обоснование возможного повышения эмиссионной способности эмиттера термоэмиссионных преобразователей.

Ключевые слова: электронная эмиссия, нагрев, ультразвук.

Key words: electron emission, heating, ultrasound.

Электронная эмиссия в твердых телах, в частности, в металлах, возникает в случаях, когда часть электронов приобретает в результате внешних воздействий энергию, достаточную для преодоления потенциального барьера на границе твердого тела. Существуют различные виды внешних воздействий, вызывающих электронную эмиссию. В работе рассматриваются два вида внешних воздействий: нагрев тела и создание в нем ультразвукового поля. Физический эффект эмиссии электронов в ультразвуковом поле рассматривается в свете возможного применения его для повышения эмиссионной способности эмиттера термоэмиссионных преобразователей.

Процесс нагрева твердого тела характеризуется его теплопроводностью – переносом тепловой энергии от более нагретых частей тела к менее нагретым. Перенос осуществляется в результате непосредственной передачи энергии колебаний частиц твердого тела (молекул, атомов, электронов), обладающих большей энергией, частицам с меньшей энергией. Создание ультразвукового поля в твердом теле происходит также путем передачи упругой энергии от одной частицы тела к другой в направлении распространения ультразвуковой волны.

При описании процесса повышения внутренней энергии твердого тела в процессе нагрева его представляют как пространственно упорядоченную систему, в которой колебание одной частицы передается соседним частицам. В твердом теле возникает коллективное движение частиц в форме упругой волны, охватывающей все частицы. Если представить пространственно упорядоченную систему твердого тела в виде одномерной модели – линейной цепочки атомов, способной колебаться в направлении, перпендикулярном ее длине, то ее колебания можно рассматривать как колебания струны. Самая низкая частота колебаний определяется длиной «струны», а самая высокая – удвоением расстояния между атомами a :

$$\omega_{\max} = 2\pi V/a, \quad (1)$$

где V – скорость распространения звука в твердом теле. Эта частота называется частотой Дебая. Температура, при которой возникают колебания решетки с час-

тотой ω_{\max} называют температурой Дебая.

При повышении температуры твердого тела в области низких температур (ниже температуры Дебая) энергия колебаний решетки растет пропорционально величине температуры. Наряду с этим повышение температуры вызывает возбуждение новых нормальных колебаний начиная от низкочастотных и заканчивая максимальной частотой – частотой Дебая. На рисунке 1 приведен спектр тепловых колебаний, характеризующих низкочастотный спектр фононов образца кристалла сегнетовой соли с размерами $4,7 \times 0,5 \times 0,7$ см³ при нагреве его до температуры Дебая [1]. Упругие волны тепловых колебаний в образце создают на его металлических обкладках за счет прямого пьезоэффеクта сегнетовой соли электрическое напряжение, частотный спектр которого соответствует частотному спектру фононов.

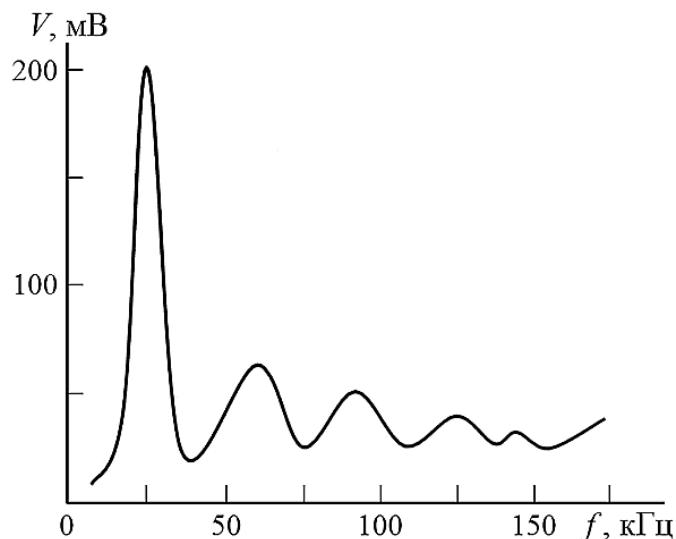


Рис. 1. Спектр тепловых колебаний образца сегнетовой соли

Как видно из рис.1, при нагреве образца возникают упругие колебания с широким спектром частот от минимальной частоты, соответствующей резонансным размерам образца, до максимальной характеристической дебаевской частоты. При высоких температурах (выше температуры Дебая) возбуждение новых нормальных колебаний не происходит. Повышаются только интенсивность, энергия колебаний и, соответственно, внутренняя энергия твердого тела.

Воздействие ультразвука на твердое тело в упрощенном виде воспринимается как возбуждение в нем ультразвуковой волны с амплитудой и частотой, соответствующими интенсивности и частоте колебаний ультразвукового излучателя. Реальное ультразвуковое поле в твердом теле имеет более сложный характер. Во-первых, в ограниченных твердых телах, в отличие от бесконечных сред, распространяются упругие волны, каждая из которых является комбинацией нескольких продольных и сдвиговых волн, число которых определяется геометрическими размерами твердого тела. При взаимодействии нормальных волн в результате дисперсии изменяется фазовая скорость волн. Во-вторых, при распространении в твердом теле ультразвуковых волн большой интенсивности возникают нелинейные эффекты, заключающиеся в том, что при больших амплитудах смещений растяжение и сжатие решетки становятся неодинаковыми, так как сила отталкивания между атомами при сжатии становится больше, чем при растяжении. Сжать уже сжатую решетку труднее, чем растянуть уже растянутую. Возникает зависимость

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

фазовой скорости ультразвука в среде от деформации и амплитуды колебаний, что приводит к изменению формы волны. Синусоидальная форма вырождается в пилообразную. При этом изменяется спектр волн, возникают спектры высокочастотных волн, определяемых размерами элементов структуры твердого тела: кристаллической решетки, линейных и точечных дефектов.

Поток упругой энергии при ультразвуковом воздействии равен сумме потоков энергии всех нормальных волн. Таким образом, как в температурном, так и в ультразвуковом полях в твердом теле возникают упругие нормальные колебания, имеющие широкий частотный спектр. Повышение температуры и интенсивности ультразвука приводят к возрастанию степени возбуждения колебаний и их средней энергии, определяющей внутреннюю энергию твердого тела.

Электронная эмиссия в твердых телах возникает при значениях внутренней энергии и, соответственно, энергии электронов, достаточной для преодоления потенциального барьера на границе твердого тела. Это явление наглядно демонстрируется моделью потенциальной ямы, предложенной Шоттки (рис. 2) [2].

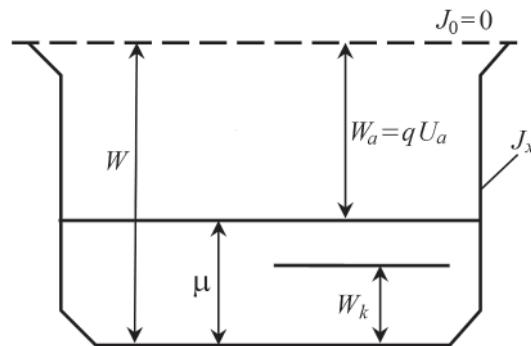


Рис. 2. Модель распределения потенциалов в металле (потенциальная яма)

Электронный газ, находящийся в потенциальной яме, можно рассматривать как тяжелую жидкость. Расстояние до дна ямы является мерой кинетической энергии электронов. Внешнее пространство имеет нулевой потенциал. При абсолютном нуле кинетическая энергия электронов W_k может заполнять потенциальную яму до высоты, равной энергии Ферми. При повышении температуры электроны будут обладать энергией, превышающей уровень Ферми. Чтобы совершить работу выхода из металла, кинетическая энергия электрона должна быть выше энергии

$$W_a = qU_0 = W - \mu. \quad (2)$$

Минимальную скорость, при которой кинетическая энергия электрона соответствует работе выхода, можно рассчитать исходя из следующего соотношения:

$$mV_{\text{вых}}^2 / 2 = W_a. \quad (3)$$

При нагреве выход из потенциальной ямы осуществляют только те электроны, направление движения которых перпендикулярно поверхности потенциальной ямы. В трехмерном пространстве, координатами которого являются три взаимно перпендикулярные компоненты скорости (V_x, V_y, V_z), выход из потенциальной ямы осуществляют электроны, имеющие компоненту скорости $V_x = V_{\text{вых}}$, направление движения которых перпендикулярно поверхности потенциальной ямы (поверхности металла). Если в единице объема металла содержится dn электронов, имеющих компоненту скорости V_x , то именно эта группа электронов определяет плотность эмиссионного тока:

$$dJ = qV_x dn. \quad (4)$$

Принято [2], что полная плотность тока эмиссии определяется следующим выражением:

$$J = 2q \left(\frac{m}{h} \right)^2 \int_{-\infty}^{+\infty} dV_y \int_{-\infty}^{+\infty} dV_z \int_{-\infty}^{+\infty} V_x e^{-(\varepsilon - \mu)/(kT)} dV_x, \quad (5)$$

где $\varepsilon = m(V_x^2 + V_y^2 + V_z^2)/2$.

Решение уравнения (5) проводится при следующих условиях. Для электронов, тепловая энергия которых достаточна для того, чтобы они смогли выйти из металла, должно выполняться требование $V_x \geq V_{\text{вых}}$. На электроны, имеющие скорости V_y и V_z , никаких ограничений не налагается, т.к. они перемещаются внутри металла.

Интегрируя выражение (5), получаем соотношение

$$J = \frac{4\pi qmk^2}{h^2} T^2 e^{-\frac{W_a}{kT}} = AT^2 e^{-\frac{W_a}{kT}}, \quad (6)$$

которое называется формулой Ричардсона. Здесь $A = 4\pi qmk^2/h^2$ – постоянная Ричардсона.

Формула Ричардсона определяет максимальную плотность тока термоэлектронной эмиссии, которую «может» дать накальный катод при температуре T (плотность тока насыщения).

В таблице 1 приведены значения величины плотности термоэмиссионного тока катода, выполненного из вольфрама [3]. Как видно, термоэмиссионный ток имеет место только в области достаточно высоких температур.

Таблица 1

T, K	2100	2200	2400	2600	2800	2900	3000
$J, A/cm^2$	$3,9 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$7,0 \cdot 10^{-1}$	3,5	7,3	14,0

При повышении внутренней энергии твердого тела в ультразвуковом поле свободные электроны получают приращение скорости в направлении распространения ультразвуковых волн. Если это направление перпендикулярно поверхности потенциальной ямы, электроны, имеющие компоненту скорости V_x , получают приращение скорости в направлении их движения. Электроны, имеющие компоненты скорости V_y и V_z , под действием ультразвуковых волн изменяют направление движения в соответствии с соотношением энергий теплового движения и энергии ультразвукового поля.

Механизм данного физического явления заключается в следующем. Если представить ультразвуковую волну в металле как поток фононов, то интенсивность ультразвука будет определяться выражением [4]

$$I_x = n_\phi(x)\hbar\omega c, \quad (7)$$

где $n_\phi(x)$ – число фононов в единице объема в точке x ; $\hbar\omega$ – энергия фона; \hbar – постоянная Планка; ω – частота ультразвука; c – скорость ультразвука.

При взаимодействии с электроном фонон обменивается с ним импульсом и энергией. Если фонон отдает свой импульс электрону с эффективной массой m^* , то выражение закона сохранения импульса можно представить в следующем виде:

$$P_\phi = \hbar\omega/c = \Delta V_{\text{эл}} \cdot m^* = P_{\text{эл}}. \quad (8)$$

Следовательно, электрон получает прибавку скорости в направлении распространения ультразвуковой волны:

$$\Delta V_{\text{эл}} = \hbar\omega/(m^*c). \quad (9)$$

Движение электронов в направлении ультразвуковой волны создает электрический ток, который называют акустоэлектрическим. Плотность акустоэлектричес-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

кого тока определяется выражением

$$I_{ae} = qn_e \Delta V_{\text{эл}} = qn_e \hbar \omega / (m^* c), \quad (10)$$

где n_e – число электронов, взаимодействующих с фононами.

При этом ультразвуковая волна отдает электронам мощность, величина которой в единице объема

$$Q_0 = a_{\text{эл}} I_x, \quad (11)$$

где $a_{\text{эл}}$ – коэффициент электронного поглощения ультразвука, определяемый выражением

$$a_{\text{эл}} = (n_e / n_{\phi}) / \tau, \quad (12)$$

τ – время между столкновениями электронов.

С учетом электронного поглощения ультразвуковой волны получено универсальное соотношение для акустоэлектрического тока (соотношение Вайнрайха) [5]

$$J_{ae} = a_{\text{эл}} \mu I_x / c, \quad (13)$$

где $\mu = q\tau/m$ – подвижность электронов.

Таким образом, плотность акустического тока находится в линейной зависимости от интенсивности ультразвука.

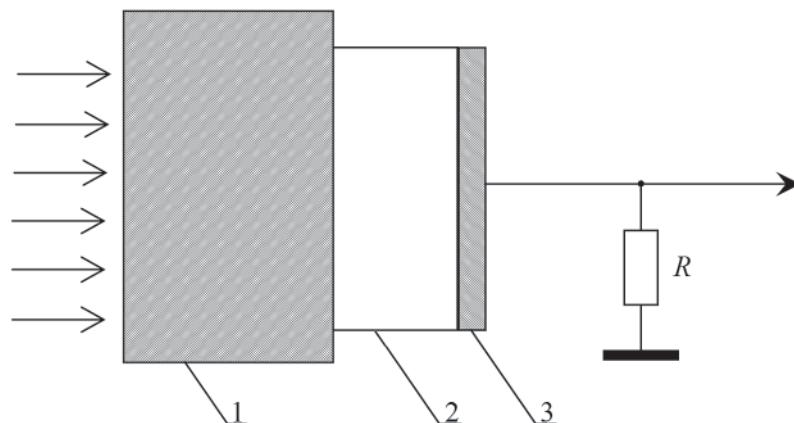


Рис. 3. Схема экспериментальной установки исследования ударных волн: 1 – образец из алюминия; 2 – образец из висмута; 3 – образец из меди

В работах [6–8] установлено, что при ударном нагружении в металле перед фронтом упругой волны перемещается электронная волна, создающая электрический ток. Схема экспериментальной установки приведена на рис.3. В образце из алюминия создается ударная упругая волна, которая проходит через образцы из висмута и меди. При переходе ударной волны из алюминия в висмут и из висмута в медь появляется электрический сигнал, который фиксируется осциллографом, имеющим входное сопротивление 100 Ом. Момент входа ударной волны в образцы висмута и меди фиксируется с помощью контактных датчиков. При величине ударной волны, создаваемой давлением 340 кбар, величина электрического сигнала составляет 150 мВ.

Авторы [7] установили, что возникновение ЭДС при прохождении упругой волны через границы алюминий-висмут и висмут-меди происходит за счет термоэлектрического эффекта, возникающего на границе металлов с существенно разными значениями плотности электронов. Плотность электронов в алюминии и меди находится в пределах $10^{22} – 10^{23}$ на 1 см^3 ; в висмуте – 10^{18} на 1 см^3 . На основе данного эффекта авторы [8] разработали бесконтактный метод измерения динамических напряжений в металле элементов конструкций АЭС.

Как показали результаты исследований, появление электрического сигнала в образце висмута происходит за 0,5–0,7 мкс до входа в него фронта упругой волны. Проникновение электронной волны в невозмущенное вещество перед фронтом упругой волны составляет 2–3 мм.

Таким образом, под действием упругих волн электроны приобретают кинетическую энергию, достаточную для их диффузии из одного металла в другой. Если кинетическая энергия электронов соответствует работе выхода из металла, возникает электронная эмиссия [9].

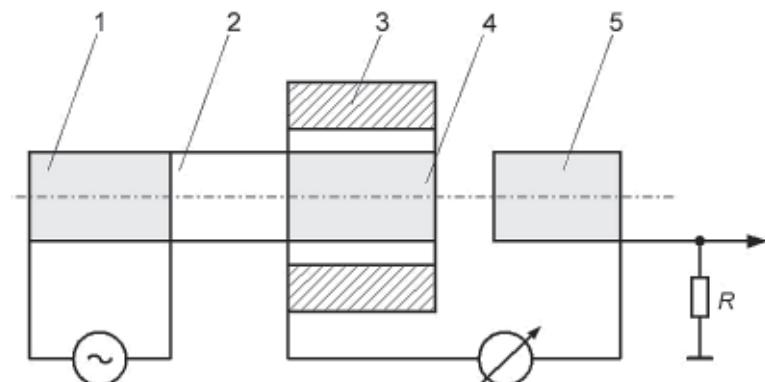


Рис. 4. Схема экспериментальной установки исследования эмиссии электронов в металле под воздействием ультразвука: 1 – ультразвуковой преобразователь; 2 – волновод; 3 – нагреватель; 4 – эмиттер; 5 – коллектор

На рисунке 4 приведена схема экспериментальной установки исследования электронной эмиссии в металле под действием ультразвука. Установка содержит эмиттер и коллектор, выполненные в виде медных шайб с отполированными обращенными друг к другу поверхностями. Для изменения зазора коллектор закреплен с возможностью перемещения, эмиттер через волновод соключен с ультразвуковым преобразователем, подключенным к генератору электрических колебаний. Изменение температуры эмиттера осуществлялось с помощью электронагревателя. Для создания вакуума установка помещалась в вакуумной камере.

Ультразвуковой преобразователь создает в эмиттере упругие колебания. При определенной интенсивности ультразвука в эмиттере возникает эмиссия электронов. Ток электронной эмиссии измеряется с помощью миллиамперметра. Электрический сигнал подается также на осциллограф. В таблицах 2–5 приведены значения тока электронной эмиссии при интенсивности ультразвука $\approx 120 \text{ Вт}/\text{см}^2$ и частоте 22 кГц. Результаты экспериментов показывают, что ток электронной эмиссии существенно увеличивается при создании вакуума и повышении температуры эмиттера.

Таблица 2

Температура 20 °С, давление 1 атм

Зазор, мм	0,05	0,07	0,10	0,15	0,20	0,25
Ток, мА	0,95	0,71	0,45	0,17	0,12	0,0

Таблица 3

Температура 20 °С, давление 0,1 атм

Зазор, мм	0,05	0,07	0,10	0,15	0,20	0,25
Ток, мА	1,95	1,17	0,74	0,62	0,50	0,0

Таблица 4

Температура 100 °С, давление 745 мм рт.ст.

Зазор, мм	0,05	0,10	0,15	0,20	0,25	0,30
Ток, мА	1,5	1,0	0,8	0,5	0,11	0,02

Таблица 5

Температура 100 °С, давление 0,1 атм

Зазор, мм	0,05	0,10	0,15	0,20	0,25	0,30
Ток, мА	2,2	1,76	1,3	1,0	0,23	0,1

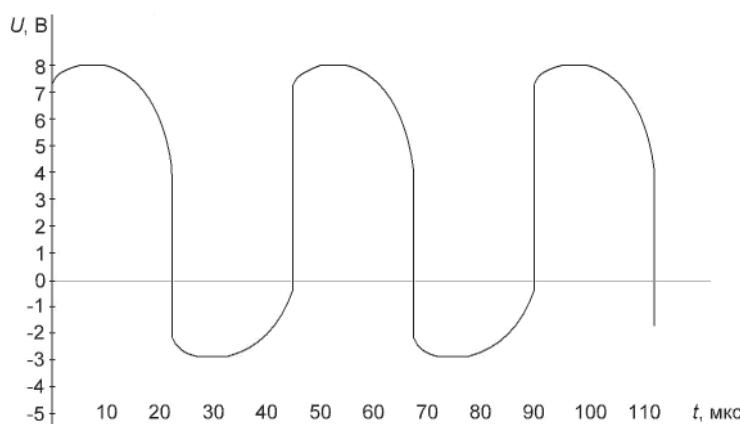


Рис. 5. Осциллограмма ЭДС тока эмиссии при воздействии на эмиттер ультразвука

На рисунке 5 приведена осциллограмма ЭДС тока эмиссии при температуре эмиттера 20°C и величине зазора 0,1 мм. Наличие отрицательного полупериода осциллограммы обусловлено тем, что электроны эмиссии во время положительного полупериода ультразвуковой волны (приток электронов) создают на поверхности коллектора потенциал, который во время отрицательного полупериода ультразвуковой волны (отток электронов) становится отрицательным по отношению к потенциальному на поверхности эмиттера. Частота ЭДС соответствует частоте колебаний ультразвукового преобразователя. Наблюдается явление повышения тока эмиссии при температуре 100°C. Есть основание предположить, что данный эффект сохранится и при температурах выше 1000°C.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Теоретические и экспериментальные исследования показывают, что при воздействии ультразвука возникает электронная эмиссия. Это физическое явление после проведения дополнительных исследований при более высоких температурах эмиттера может найти применение при построении термоэмиссионных преобразователей. Воздействие ультразвука на эмиттер может привести к повышению тока эмиссии и смещению температурного диапазона термоэмиссионных преобразователей в область более низких температур.

ЛИТЕРАТУРА

1. Красильников В.А., Крылов В.В. Введение в физическую акустику. – М.: Наука, 1984. – 400 с.

2. Мирдель Г. Электрофизика. М.: Мир, 1972. – 608 с.
3. Физические величины / Справочник под ред. И.С. Григорьева и Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 123 с.
4. Трофимов А.И. Физические основы генераторных измерительных и энергетических преобразователей. – М.: Физматлит, 2004. – 384 с.
5. Ультразвук. Маленькая энциклопедия / Под ред. И.П. Голягиной. – М.: Советская энциклопедия, 1979 г. – 400 с.
6. Нестеренко В.Ф., Ставер А.М., Стырон Б.К. О диффузии электронов через фронт ударной волны в металлах. // ФГВ, 1973, вып. 9, №3. – С. 433–436.
7. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Худаско В.В. Диплом на открытие № 236 «Закономерность возникновения ЭДС в контактной области пары металлов с разной плотностью электронов проводимости при ударных нагрузках», 2003 г.
8. Трофимов А.И., Трофимов М.А. Бесконтактные методы исследования напряженного состояния элементов конструкции АЭС при ударных нагрузках. – М.: Энергоатомиздат, 2004. – 304 с.
9. Трофимов А.И. Диплом на открытие № 426 «Явление ультразвуковой электронной эмиссии», 2011 г.

Поступила в редакцию 29.11.2012

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК В БАКЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА НА ИНТЕГРАЛЬНОЙ МОДЕЛИ САРХ В РАЗЛИЧНЫХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ УСТАНОВКИ

Д.Г. Зарюгин, С.Г. Калякин, С.Т. Лескин*, А.Н. Опанасенко,

А.П. Сорокин

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

** ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

PРассмотрены особенности стратифицированных течений на примерах реакторов на быстрых нейтронах и возможности их масштабного моделирования. Представлены некоторые результаты экспериментальных и численных исследований в смесительных камерах и трубопроводах. Указывается на необходимость учета стратификационных явлений при обосновании надежности, безопасности, сроков эксплуатации различных ядерных энергетических установок.

Ключевые слова: быстрый реактор, натрий, теплогидравлика, масштабное моделирование, интегральная модель, камера смешения, трубопроводы, стратификация, аварийное расхолаживание.

Key words: fast reactor, sodium, thermohydraulic, scale modelling, integral model, mixing chamber, pipelines, stratification, decay heat removal.

Задача увеличения длительности эксплуатации и повышения надежности перспективного быстрого реактора БН-1200 с интегральной компоновкой не может быть решена без достоверной информации о теплогидравлических характеристиках в элементах контура циркуляции теплоносителя. Опыт эксплуатации реактора БН-600, результаты специальных реакторных измерений и экспериментальных исследований на моделях выявили температурное расслоение (стратификацию) теплоносителя в элементах бака реактора с большими объемами теплоносителя. Процессы температурной стратификации теплоносителя, не предусмотренные проектной документацией, коренным образом изменяют структуру движения теплоносителя и его температурный режим, приводят к формированию застойных и рециркуляционных образований с большими градиентами и пульсациями температуры на тонких стратифицированных границах раздела изотермических зон. Термическая усталость материала, обусловленная градиентами и пульсациями температуры в стратифицированном потоке, понижает ресурс внутрибакового оборудования.

Расслоение теплоносителя оказывает существенное влияние на ядерно-физические характеристики реактора, физико-химическое взаимодействие между теплоносителем и конструкционными материалами, процессы осаждения окислов в холодных застойных зонах бака. Необходимо обоснование установки штатных датчиков управления и размещения фильтров-ловушек в баке реактора. Современные расчетные коды позволяют получать только осредненную картину распределения температуры в потоке теплоносителя. Пульсационные характеристики температуры на стратифицированных поверхностях раздела, как правило, не определяются расчетами.

Таким образом, ставилась задача исследовать особенности теплогидравлики стратифицированного потока в элементах контура циркуляции быстрого реактора в различных режимах работы, разработать рекомендации по уменьшению температурной неоднородности, интенсификации смешения неоднородного потока, а также подтвердить принятые проектные решения по эффективности пассивной системы аварийного расхолаживания с погружными теплообменниками в верхней камере.

Для исследования теплогидравлических процессов в корпусах быстрых реакторов и верификации соответствующих программ расчета используются интегральные модели, выполненные в определенном масштабе и имитирующие работу основных узлов реальной установки.

В литературе представлен значительный объем исследований на интегральных моделях. Точное моделирование процессов тепломассопереноса на мелкомасштабных моделях с натурным теплоносителем практически нереально из-за невозможности сохранения важнейших критериев подобия – Re , Pe , Fr , а использование крупномасштабных моделей с натурным теплоносителем приводит к весьма высокой стоимости. В связи с этим в известных зарубежных интегральных моделях в качестве теплоносителя применяется вода. Среди них можно назвать такие модели, как RAMONA и NEPTUN, относящиеся к концепции европейского быстрого реактора.

Для экспериментального обоснования системы расхолаживания жидкometаллических быстрых реакторов нового поколения в ГНЦ РФ-ФЭИ создана интегральная модель CAPX с водой в качестве теплоносителя. Модель выполнена по гибкой схеме, позволяющей моделировать режимы, характерные для любых условий (нормальные, переходные, аварийные) и для любых жидкокометаллических реакторов.

Проведенный в ГНЦ РФ-ФЭИ и других организациях анализ имеющихся работ по исследованию теплогидравлических процессов аварийного расхолаживания с помощью специальных аварийных теплообменников (АТО) показывает, что строгого геометрического и критериального подобия не достигается. В то же время полученные на водоохлаждаемых моделях экспериментальные данные, как показывает практика, позволяют выявить особенности процессов тепломассопереноса в неизотермическом потоке, приближенно переносить результаты исследований на реальные объекты по критериям подобия, а также использовать полученные данные для разработки и верификации расчетных кодов.

Наиболее полно вопросы моделирования аварийного расхолаживания с помощью АТО рассмотрены в работах [1, 2]. В работе [3] показано, что основными критериями подобия являются следующие соотношения:

$$\begin{aligned} Fr &= w^2 / (g \beta \Delta T L) && - \text{число Фруда;} \\ Eu &= \Delta P / (\rho w^2) && - \text{число Эйлера;} \\ N &= Q / (\rho c w L^2 \Delta T) && - \text{число баланса тепла;} \\ Ho &= \tau w / L && - \text{число гомохорности.} \end{aligned}$$

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Здесь w – характерная скорость; g – ускорение свободного падения; β – коэффициент объемного расширения; ΔT – характерная разность температур (подогрев в А3); L – характерный размер; ΔP – перепад давлений; ρ – плотность среды; Q – мощность; c – удельная теплоемкость; τ – время.

Пусть Ri – число Ричардсона, G – расход теплоносителя (индекс «м» означает модель, а индекс «р» – реактор). Тогда, принимая

$$Ri_m / Ri_p = Eu_m / Eu_p = N_m / N_p = Ho_m / Ho_p = 1,$$

можно получить масштабные коэффициенты для пересчета с модели на реактор:

$$\Delta T_m / \Delta T_p, w_m / w_p, G_m / G_p, Q_m / Q_p, \tau_m / \tau_p.$$

Значительный перепад температур между выходом теплоносителя из активной зоны и боковыми экранами (сравнимый с подогревом в активной зоне) приводит к существенному влиянию подъемных сил на структуру движения неизотермического теплоносителя в верхней камере и его температурный режим даже в номинальном режиме работы. Поэтому большой объем теплоносителя в периферийной зоне верхней камеры устойчиво стратифицирован. Основными параметрами, характеризующими течение в стратифицированной зоне, являются числа Фруда, Пекле (a – коэффициент температуропроводности) и локальное градиентное число Ричардсона

$$Fr = w^2 / [g(\Delta\rho/\rho)L] \approx w^2 / (g\beta\Delta TL), \quad Re = wL/a, \quad Ri = g\beta(\partial t/\partial z) / (\partial w/\partial z)^2$$

при условии автомодельности по числу Рейнольдса

$$Re = wL/v.$$

Характеристиками степени стратификации являются частота плавучести (частота Вайсяля-Брента)

$$N = (g/\rho \cdot \rho/\partial z)^{1/2}$$

и масштаб плавучести

$$L_\Pi = \rho(\partial\rho/\partial z)^{-1}.$$

Масштаб плавучести представляет собой максимальную высоту, на которую может подняться «турбулентный вихрь» относительно равновесного положения в окружающей жидкости. Колебания элементарного вихря относительно равновесного положения приводят к возникновению внутренних волн на поверхностях раздела с частотой $w \leq N$, которые вызывают пульсации температуры на стенках оборудования. В стратифицированном турбулентном потоке максимальный размер вихрей не может превышать масштаб плавучести. В предельном случае, когда $L_\Pi < L_K$ (масштаб Колмогорова $L_K = (v^3/\varepsilon)^{0.25}$, v – коэффициент кинематической вязкости, ε – скорость диссипации энергии), в стратифицированном горизонтальном разделительном слое между изотермическими нижней холодной областью и верхней горячей происходит полное подавление конвективного переноса в вертикальном направлении.

Разработка интегральной водяной модели для моделирования теплогидравлики в баке реактора БН-1200 основана на модернизации существующей интегральной модели САРХ. Высокие технико-экономические показатели разрабатываемой перспективной РУ БН-1200 достигаются за счет повышения мощности основного технологического оборудования, уменьшения его весогабаритных характеристик, применения новых технических решений по оптимизации состава и размещения вспомогательных систем, повышения проектного срока службы энергоблока до 60-ти лет.

Одной из задач исследований на модернизированной модели САРХ, как уже от-

мечалось, является обоснование проектных решений по системе аварийного отвода тепла (САОТ). В систему входят четыре автономных теплообменника, размещенные в верхней зоне бака реактора на периферии, промежуточные натриевые контуры и воздушные теплообменники, соединенные с вытяжной трубой. Новизна такой системы расхолаживания состоит в прямом отводе теплоносителя из АТО трубопроводом с обратным клапаном в напорную камеру.

Другой не менее важной целью работы является исследование особенностей теплогидравлики в неизотермическом объеме бака реактора в различных режимах работы установки. Расчетно-экспериментальные исследования должны иметь комплексный характер, включающий в себя измерения не только осредненных, но и локальных пульсационных характеристик температуры, скорости и их распределений, а расчетные коды в дальнейшем должны включать в себя расчет термических напряжений в материале реакторного оборудования.

Необходимо также отметить, что интегральная модель САРХ будет использована создаваемой ГНЦ РФ-ФЭИ и ИАТЭ НИЯУ МИФИ учебной научно-исследовательской лабораторией для моделирования характерных режимов работы быстрых реакторов с жидкometаллическими теплоносителями и подготовки научных и инженерных кадров.

Технический состав, габаритные и весовые характеристики модели САРХ практически не изменяются. В корпусе модернизированной модели сохраняются сборочное оборудование, устройства и система модели САРХ: центральная колонна, опорные пояса, тепловые экраны, внутрибаковая защита, отражатель, напорная камера с имитаторами вновь разрабатываемых сборок активной зоны, имитаторы главных циркуляционных насосов, промежуточные теплообменники, автономные теплообменники системы аварийного расхолаживания с отводом теплоносителя в напорную камеру. Дополнительно в верхней камере модернизированной модели устанавливаются имитаторы фильтров-ловушек, имитаторы ИК контроля энергетического уровня и подкритического состояния, устройство для перекрывания (открытие, закрытие) отверстий отражателя над верхней плитой напорной камеры. Энерговыделение внутренних нагревателей имитаторов тепловыделяющих сборок увеличивается на ~ 30% при сохранении габаритных размеров имитаторов ТВС за счет увеличения длины нагревателей.

Система измерений и обработки данных разрабатывается на основе использования современных измерительных, вычислительных, коммутационных систем и исполнительных устройств. Автоматизированная система управления теплогидравлическими исследованиями, система КИП должны обеспечивать контроль и измерения параметров модели (температур, скоростей, давлений, расходов, мощностей и т.д.), сбор и оперативную обработку измерительной информации, вывод выбранных параметров (включая графическую информацию) на экран мониторов, передачу информации для дальнейшей обработки, формирование электрических управляющих воздействий на исполнительные устройства, включая подсистемы защиты. Количество измеряемых каналов ~ 400 шт. Гидравлическая принципиальная схема модели САРХ соответствует трехконтурной системе передачи тепла с АТО в первом контуре. Система аварийного отвода тепла от остановленного реактора выполнена также трехконтурной.

Общий вид верхней области модели САРХ, а также некоторых элементов ее оборудования показаны на рис. 1, 2. Компоновка активной зоны экспериментальной модели представлена на рис. 3. Имитаторы ТВС, сборок временного хранилища (ВР) и боковой защиты по высоте выполнены в масштабе 1:5, в поперечном направлении – 1:3, представляют собой шестигранники с размером «по ключу» 20 мм. Ими-

таторы сборок, содержащие электронагреватели, запитываются из полости напорной камеры, сборок защиты – из пространства над верхней плитой напорной камеры. Имитаторы сборок выполнены съемными, извлекаются вниз вместе с напорной камерой, что упрощает их модернизацию. Имитаторы ТВС имеют внутренний и наружный нагреватели с размерами по высоте 230 и 90 мм соответственно. Имитатор сборки ВР по устройству аналогичен имитатору ТВС и отличается от него отсутствием внутреннего нагревателя.



Рис. 1. Общий вид верхней области модели САРХ



Рис. 2. Вид сверху на имитаторы А3 модели САРХ

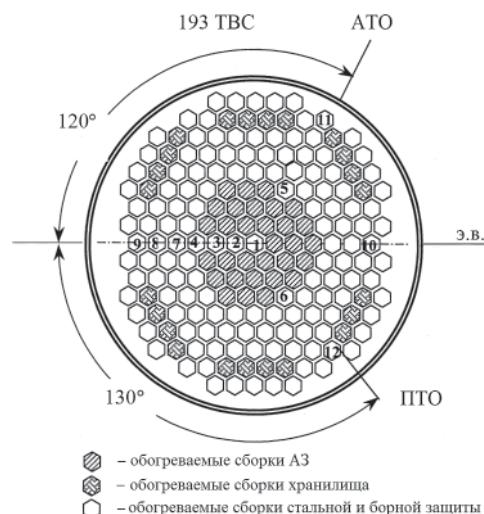


Рис. 3. Компоновка активной зоны

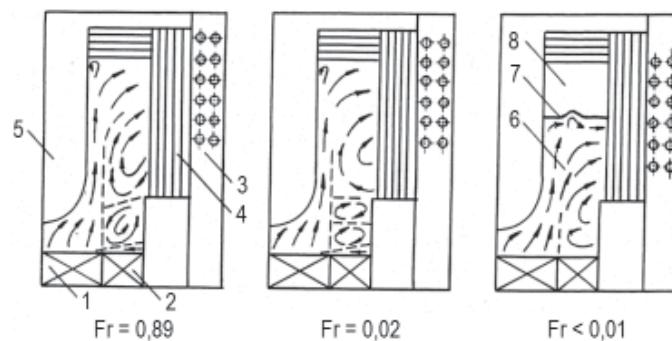


Рис. 4. Характер движения теплоносителя в верхней камере в зависимости от числа Фруда:
1 – активная зона; 2 – боковые экраны; 3 – ПТО; 4 – стержни защиты; 5 – центральная колонна;
6 – холодный теплоноситель; 7 – стратифицированная граница раздела; 8 – горячий теплоноситель

Теплообменники ПТО и АТО аналогичны по устройству. Задавая расчетные значения расхода (в режиме расхолаживания с использованием четырех АТО РУ БН-1200) через четыре теплообменника ПТО модели CAPX, можно моделировать расхолаживание с подачей теплоносителя в напорную камеру (клапан ЕЦ модели CAPX при этом открыт). Полученные результаты измерений консервативны по сравнению с реальной установкой.

Кратко рассмотрим некоторые результаты исследований полей температуры и структуры движения теплоносителя в неизотермическом потоке. На рисунке 4 показана характерная картина течения теплоносителя в верхней камере в зависимости от числа Фруда. В устойчиво стратифицированной зоне над боковыми экранами в зависимости от масштаба плавучести L_p , который уменьшается с уменьшением числа Фруда, формируются одна или несколько рециркуляционных образований с большими градиентами и пульсациями температуры на границах раздела. При срабатывании быстрой аварийной защиты с резким уменьшением энерговыделения реализуется предельный случай расслоения теплоносителя с полным подавлением конвективного переноса на тонкой стратифицированной границе раздела (в данном случае $L_p < L_k$), охватывающей все сечение верхней камеры. На поверхности раздела между верхним горячим и нижним холодным теплоносителем возникают внутренние волны, которые вызывают пульсации температуры в материале реакторного оборудования.

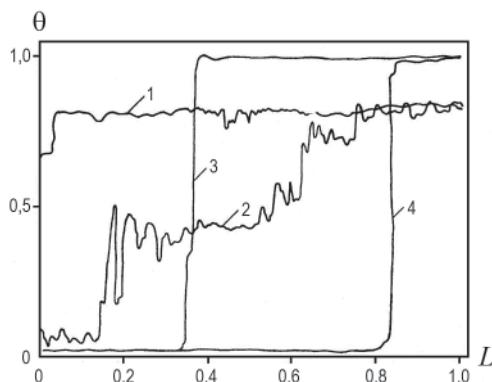


Рис. 5. Безразмерные профили температуры по высоте верхней камеры в номинальном режиме (1 – над активной зоной, 2 – над боковыми экранами) и при срабатывании быстрой аварийной защиты (3 – $Ho = 0,4$; 4 – $Ho = 15$)

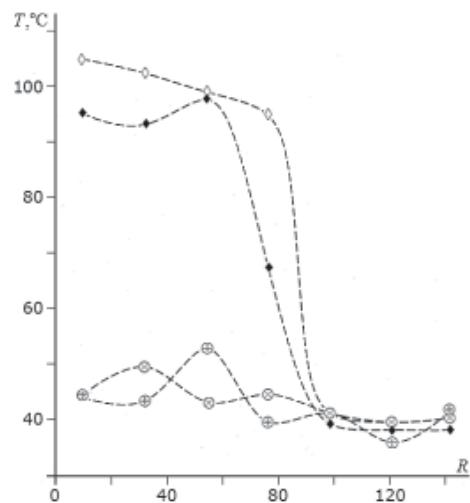


Рис.6. Распределение температуры по радиусу А3 модели CAPX в режиме ПЦ: \otimes – $T_{вх\ ТВЭЛ}$; \diamond – $T_{вых\ ТВЭЛ}$; \oplus – $T_{вх\ МПП}$; \blacklozenge – $T_{вых\ МПП}$

Безразмерные профили температуры по высоте верхней камеры для различных режимов работы представлены на рис. 5. Число $Ho = 1$ соответствует полному замещению объема верхней камеры теплоносителем. Распределение температур по радиусу активной зоны модели CAPX в номинальном режиме работы на входе и выходе внутри имитаторов сборок (твэлов) и межпакетного пространства (МПП) показано на рис. 6. Перепад температуры между выходом из активной зоны и боковыми экранами примерно соответствует подогреву теплоносителя в АЗ. Наблюдается увеличение температурной неоднородности по высоте верхней камеры при выводе установки на номинальный режим.

Как правило, трубопроводы соединяют элементы контура циркуляции с различ-

ной температурой. Перепад температуры (например, в трубопроводе от АТО к напорной камере РУ БН-1200) при числах $Fr < 2,0$ приведет к температурному расслоению в трубопроводе. Измерения полей температуры по высоте входа и выхода из ПТО, проведенные на реакторе БН-600, показали, что в номинальном режиме работы неоднородность температуры по высоте входа равна 20°C , по высоте выхода – 60°C .

В работе [4] приведены результаты расчетно-экспериментальных исследований температурной стратификации теплоносителя в горизонтальном канале, в который сбоку подавалась холодная вода с заданным расходом. Горизонтальный канал соединялся с вертикальным каналом, в который сверху подавалась горячая вода с постоянным расходом. Были проанализированы термогидравлические характеристики потока, его устойчивость, рассмотрены условия возникновения температурного расслоения в режимах работы с перепадом температур по отдельным каналам. Для невысоких уровней расхода теплоносителя применялась математическая модель на основе нестационарных уравнений Навье-Стокса для постоянной плотности при средней температуре. Влияние сил плавучести учитывалось на основе приближения Обербека-Буссинеска.

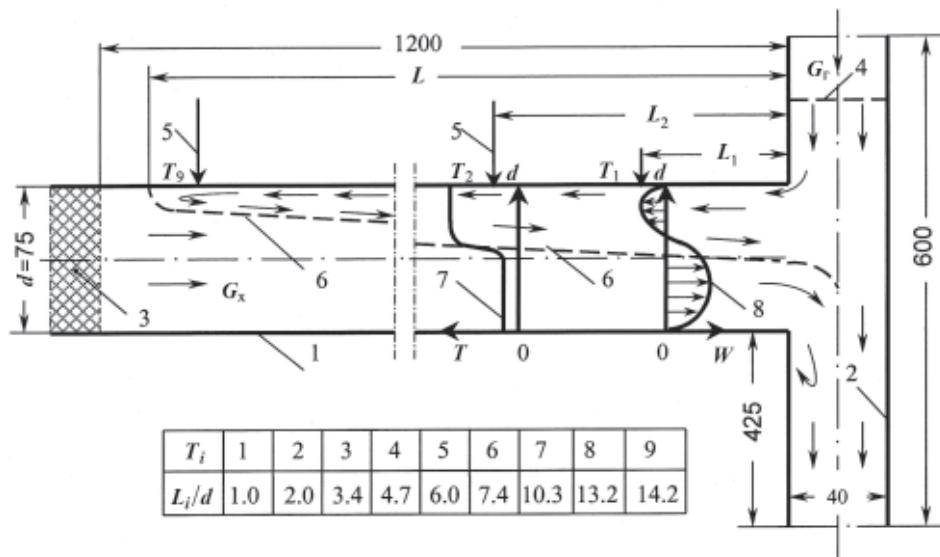


Рис. 7. Схема модели трубопровода и структура движения теплоносителя при $Fr < 2$: 1 – трубопровод; 2 – опускной канал; 3 – пористое тело; 4 – гидравлическая решетка; 5 – подвижные термопары; 6 – поверхность раздела; 7 – профиль температуры; 8 – профиль скорости (эксперимент)

Численные исследования показали картину (рис. 7, 8) расслоения теплоносителя по температуре (или образования «теплового клина») в горизонтальном канале, соответствующую экспериментальным данным; длина «клина» хорошо согласуется с опытными данными.

Эксперимент показывает наличие характерных пульсаций температуры при пересечении подвижной микротермопарой тонкой стратифицированной границы раздела в трубопроводе. В расчетных исследованиях не удалось получить колебания температур во времени в точках на границе раздела. Прежде всего это связано с тем, что не учитывается зависимость плотности от температуры, т.е. не учитываются локальные градиенты температуры, имеющие наибольшее значение на температурной границе раздела теплоносителя.

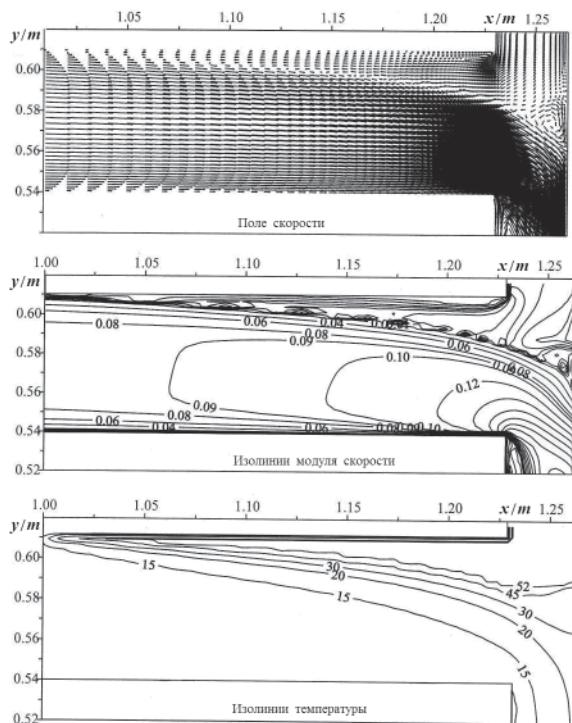


Рис. 8. Расслоение теплоносителя в трубопроводе (расчет)

ВЫВОДЫ

1. Модернизация модели САРХ позволяет исследовать температурное расслоение в элементах контура при принудительной циркуляции на различных уровнях мощности в обоснование проектных решений по аварийному расхолаживанию РУ БН-1200.
2. Наличие существенных пространственных неоднородностей температуры в элементах первого контура быстрого реактора (в верхней камере, в полостях слива теплоносителя из ПТО, в напорной камере, по объему элеваторной выгородки, по высоте охлаждения корпуса и т.д.) приводит к устойчивой температурной стратификации с формированием рециркуляционных и застойных образований в теплоносителе с большими градиентами и пульсациями температуры на границах раздела.
3. Детальное исследование стратификационных явлений, не предусмотренных проектной документацией, необходимо для обоснования безопасности, надежности управления РУ и проектного срока службы энергоблока до 60-ти лет.
4. Расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлики неизотермического теплоносителя должны иметь комплексный характер, включая доработку и верификацию трехмерных расчетных программ, учитывающих особенности тепломассопереноса на стратифицированных поверхностях раздела.
5. Модернизированную модель САРХ следует использовать в создаваемой учебной научно-исследовательской лаборатории для подготовки научных и инженерных кадров, изучающих режимы работы быстрых реакторов с жидкокометаллическими теплоносителями.

Литература

1. Specialists Meeting of IAEA «Evaluation of Decay Heat Removal by Natural Convection». – February 22–23, 1993. – Oarai Engineering Center. PNC, Japan. IAEA, IWGFR/88. – 1993.
2. Ушаков П.А., Сорокин А.П. Проблемы моделирования на воде аварийного остаточного тепловыделения естественной конвекцией в камерах быстрых реакторов / препринт ФЭИ–2585. – Обнинск, 1997.
3. Eguchi Y., Takeda H., Koga T., Tanaka N., Yamato K. Quantitative Prediction of Natural Circulation in an LMFR with a Similarity Low and Water Test // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 178 – P. 295–307.
4. Артемьев В.К., Опанасенко А.Н., Степанов А.В. Расчетно–экспериментальное исследование температурной стратификации теплоносителя в канале. // Труды IV Российской национальной конференции по теплообмену. 2006. – Т. 2. – С. 46–49.

Поступила в редакцию 01.11.2012

МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ И РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕТЛЕВЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СМ В ОБОСНОВАНИЕ ИХ РАБОТОСПОСОБНОСТИ

В.А. Старков, В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Проведено моделирование условий реакторных испытаний модифицированных опытных твэлов реактора СМ при средних ($10 \text{ МВт}/\text{м}^2$) и максимальных тепловых нагрузках (до $15 \text{ МВт}/\text{м}^2$). Представлены некоторые результаты послереакторных исследований твэлов. Сделан вывод о работоспособности опытных твэлов СМ с увеличенным на 20% содержанием урана. Проведен сравнительный анализ режимов испытаний и результатов материаловедческих исследований твэлов СМ. Предложена и обоснована феноменологическая модель распускания твэлов.

Ключевые слова: плотность теплового потока, выгорание топлива, накопление продуктов деления, температура сердечника, распускание твэла, порообразование, спекание топливных частиц, инкубационный свободный объем.

Key words: thermal flux density, fuel burn up, fission gas accumulation, fuel meat temperature, fuel rod swelling, void formation, sintering of fuel particles, incubation free volume.

ВВЕДЕНИЕ

Выбор материалов и конструктивных решений для компонентов, работающих в жестких условиях в активных зонах ядерных энергетических реакторов четвертого поколения, является ключевой задачей, определяющей безопасность и эффективность эксплуатации будущих энергоблоков. Большая часть действующих материаловедческих испытательных реакторов создавалась давно, и они далеко не во всем параметрам соответствуют требованиям [1], выдвигаемым к ним в связи с разработками проектов ядерных реакторов нового поколения. При этом часть требований носят такой характер, что выход из положения может быть найден только в масштабных переделках базовых систем исследовательского реактора, включая активную зону, систему управления и защиты и т.д. К ним относятся требования обеспечить плотность потока быстрых нейтронов выше проектной и ее равномерность по облучательному объему; спектр нейтронов в районе размещения образцов материалов, формирующий адекватное отношение скорости повреждения материала к скорости накопления трансмутантов; достаточные размеры полостей для размещения экспериментальных устройств с образцами и (или) макетами и некоторые другие. Вторая часть требований жестко не связана с характеристиками источника излучений, а основными условиями их выполнения являются наличие экспериментальных реакторных петлевых установок, обеспечиваю-

щих стендов, облучательных устройств и датчиков с необходимыми возможностями. Они позволяют поддерживать давление и температуру в заданном диапазоне регулирования, состав окружающей среды, собирать и обрабатывать информацию о параметрах режима испытаний.

До модернизации активной зоны проводить в реакторе СМ испытания с соблюдением комплекса указанных требований не представлялось возможным. По существу необходимо было в дополнение к имеющимся создать облучательные позиции для размещения петлевых и (или) ампульных экспериментальных каналов (ЭК) большого диаметра в окружении топлива без масштабных изменений в конструкции реактора и технологии выполнения работ. Кроме того, желательно было сохранить или улучшить условия для накопления радионуклидов в отношении как суммарной, так и удельной активности.

В соответствии с разработанной концепцией [2,3] модернизация активной зоны должна осуществляться в два этапа. Задача первого этапа состояла в создании условий для проведения испытаний конструкционных материалов и макетов устройств при скорости повреждения нейtronами ≥ 20 сна в год. При этом должна быть обеспечена возможность для одновременного облучения представительного массива образцов в водной среде с требуемыми показателями химического режима при регулируемой в диапазоне 100–300°C температуре, давлении до 17 МПа, высокой оснащенности облучательных устройств средствами контроля параметров и регулирования температуры и нейтронного спектра. Необходимо было создать облучательные позиции для размещения петлевых и ампульных каналов большого диаметра вместо части топлива без ухудшения технико-экономических показателей реактора, увеличив при этом облучательный объем в активной зоне до четырех раз. Компенсация потерь реактивности вследствие замещения топлива дополнительными ЭК на первом этапе должна быть осуществлена за счет увеличения массы урана-235 в твэле с 5 до 6 г (модифицированный твэл) и замены чехлов ТВС из нержавеющей стали на чехлы из циркониевого сплава Э110. Возможность эксплуатации твэлов с увеличенным до 6 г содержанием урана-235 и ТВС с такими твэлами должна быть обоснована. Было запланировано провести испытания в канале низкотемпературной петлевой установки реактора СМ двух сборок при плотности теплового потока с поверхности твэлов до 15 МВт/м², положительный исход которых мог бы послужить основанием для постановки на облучение в активную зону реактора опытных полномасштабных ТВС с чехлами из циркониевого сплава.

УСЛОВИЯ ИСПЫТАНИЙ

Для моделирования при петлевых испытаниях эксплуатационных условий работы твэлов были изготовлены две экспериментальные ТВС1 и ТВС2. ЭТВС содержит восемь твэлов, размещенных в прямоугольном кожухе с шагом 5,23 мм по треугольной решетке. Плотность потока тепла на поверхности твэлов в первой из них не должна была превышать 10–11 МВт/м², а во второй – достигать 15 МВт/м². В процессе испытаний мощность ТВС должна постепенно снижаться по мере выгорания ^{235}U , а среднее выгорание в конце испытаний достигать $\sim 50\%$ [4].

Для проведения испытаний облучательное устройство (ОУ), в которое помещено ЭТВС, устанавливается в один из каналов петли ВП-1 реактора СМ. Схема горизонтального сечения ОУ приведена на рис. 1. Кожух изготовлен из нержавеющей стали с наружными размерами 16,7×15,3 мм и толщиной 0,5 мм. Вода поступает через верхний патрубок канала, движется вниз, охлаждает твэлы в кожухе, затем движется вверх, отдавая часть тепла через корпус канала воде первого контура

реактора и выходит из канала. ОУ оснащено четырьмя хромель-алюмелевыми ТЭП, измеряющими температуру теплоносителя на входе и выходе в канал и ЭТВС.

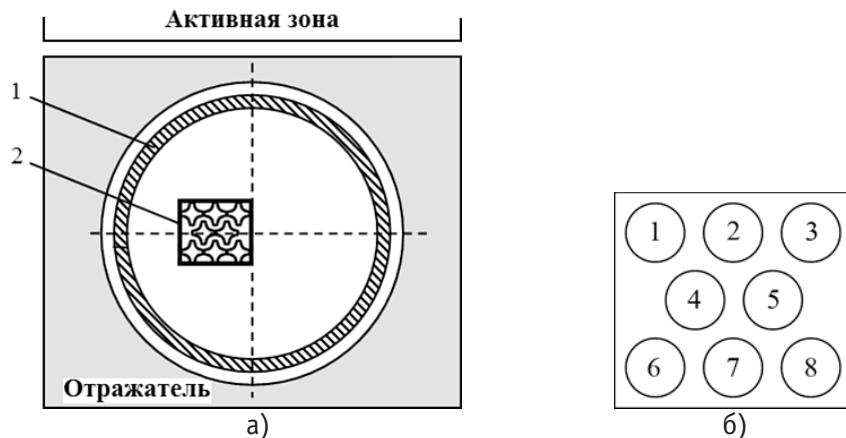


Рис. 1. Схема горизонтального сечения канала с облучательным устройством в отражателе реактора (а): 1 – корпус канала; 2 – ЭТВС; схема нумерации твэлов (б)

Испытания ТВС1 были проведены в течение семи кампаний реактора СМ. При этом для повышения мощности ТВС1 после окончания пятой кампании нижняя часть стального канала петли была заменена на циркониевую. Испытания ТВС2 были проведены в течение пяти кампаний реактора. По расчетно-экспериментальным данным за время облучения ЭТВС №1 выработано 18,7 МВт·сут энергии, среднее выгорание составило 48,8%. За время облучения ТВС2 выработано 19,5% МВт·сут энергии, среднее выгорание составило 50%. Признаков разгерметизации не обнаружено.

Расчетное сопровождение испытаний и моделирование нейтронно-физических условий облучения проводилось с использованием программы MCU-RFFI/A [5], в которой реализован аналоговый метод Монте-Карло совместного моделирования траекторий нейтронов и гамма-квантов. Константное обеспечение программы базируется на библиотеке ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. С помощью разработанной на основе этого кода полномасштабной расчетной модели [6] определялось детальное (потвэльное) распределение энерговыделения в нескольких сечениях каждого твэла экспериментальных сборок в течение всего времени облучения. Температурное поле по сечению крестообразного твэла рассчитывалось с помощью программы МКЕ, реализующей метод конечных элементов для решения двумерных уравнений теплопроводности в областях сложной формы [7].

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ. ЗАКОНОМЕРНОСТИ РАСПУХАНИЯ ТВЭЛОВ ПРИ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЯХ

После облучения исследованы состояние твэлов и их структура. Визуальный осмотр твэлов из ЭТВС после реакторных испытаний показал, что все твэлы сохранили форму, изгибы, вздутия, вмятины, трещины отсутствовали. Был проведен контрольный оптический осмотр твэлов на установке УМСД для подтверждения этого заключения. Осмотр твэлов не выявил каких-либо дефектов на поверхности оболочек облученных элементов. Отложения на оболочке твэлов также отсутствовали.

Состояние оболочек всех исследованных до и после испытаний твэлов на макрошлифах поперечных сечений элементов также подтверждает факт их герметич-

ности. Ни на одном из 30-ти изученных шлифов твэлов не были замечены дефекты: оболочка твэлов не имеет трещин, в зоне контакта топливо-оболочки топливный сердечник плотно прилегает к оболочке по всему периметру изделия. Типичный вид полных поперечных сечений опытных твэлов до и после реакторного облучения показан на рис. 2, откуда видно, что при облучении вплоть до плотности накопления осколков деления 1.05–1.06 г-оск./см³ сердечники облученных твэлов практически не отличаются от сердечников необлученных твэлов: в них отсутствуют какие-либо внутренние дефекты – отслоения оболочки от топливного сердечника, трещины или другие аномалии. Таким образом, модифицированные твэлы сохранили работоспособность при облучении до выгораний 50% (содержание ПД до 1,1 г-оск./см³) при плотности теплового потока до 15 МВт/м².

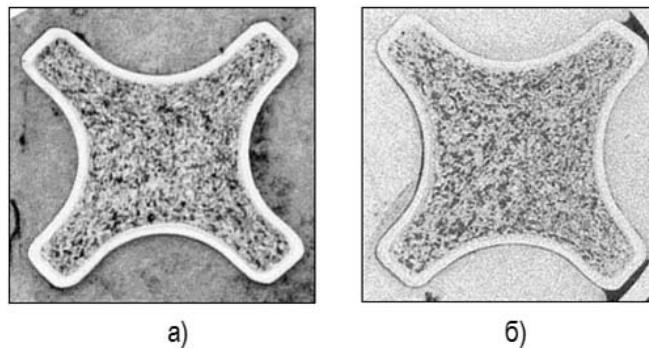


Рис. 2. Макроструктура поперечного сечения твэла до реакторного облучения (а) и после реакторного облучения (б) при рабочих параметрах; плотность ПД 1.06 г-оск./см³

При отмеченном состоянии облученных твэлов их объемные изменения в зависимости от накопления продуктов деления соответствуют распуханию топливных сердечников. Измерения площади поперечных сечений, характерных размеров между ребрами и впадинами, а также периметров оболочек твэлов для оценки распухания проводили на металлографических шлифах. Образцы для металлографических исследований вырезали из участков твэлов, характеризовавшихся различной плотностью накопления продуктов деления на расстояниях 70, 110, 170, 220, 250, 310, 350 мм от верхнего торца твэла. Для этих же высотных координат были рассчитаны режимы облучения: накопление ПД, плотность теплового потока, максимальная и средняя температуры по сечению сердечника для каждой кампании реактора.

После облучения в микроструктуре топливных сердечников твэлов произошли изменения: обнаружены признаки протекания в топливной композиции процессов спекания [8]. Топливные частицы образовали конгломераты, в результате чего произошло перераспределение топлива и высвобождение некоторого свободного объема, который затем стал заполняться распухающими топливными частицами. Вид топливных частиц на момент окончания испытаний показан на рис. 3. Во всех облученных твэлах ТВС1 и ТВС2 в максимально напряженных сечениях топливных сердечников обнаружены поры внутри топливных частиц и на межфазных границах. Поры по форме и местоположению можно разделить на две группы.

Поры первого рода зарождаются и растут в объеме топливных частиц. Форма этих пор стремится к сферической. Они имеют различные размеры – от крупных, соизмеримых с размером топливных частиц, до мелких (меньше 1 мкм), распределены неравномерно в объеме топливных частиц, сосредоточены, в основном, на границах субструктур диоксида урана. По мере повышения параметров облучения размеры их увеличиваются, а плотность распределения уменьшается. При этом

образуются зоны без пор, прилегающие к межфазным границам.

Поры второго рода образуются на границе топливная частица-матрица, имеют различную форму и размеры, образуют цепочки пор, крупные и мелкие пустоты. На ранней стадии развития они имеют вид расширенных контактных границ между топливной частицей и матрицей, которые возникают при спекании топливной композиции. Образование пор второго рода характерно для участков твэлов, облучавшихся при повышенных параметрах.

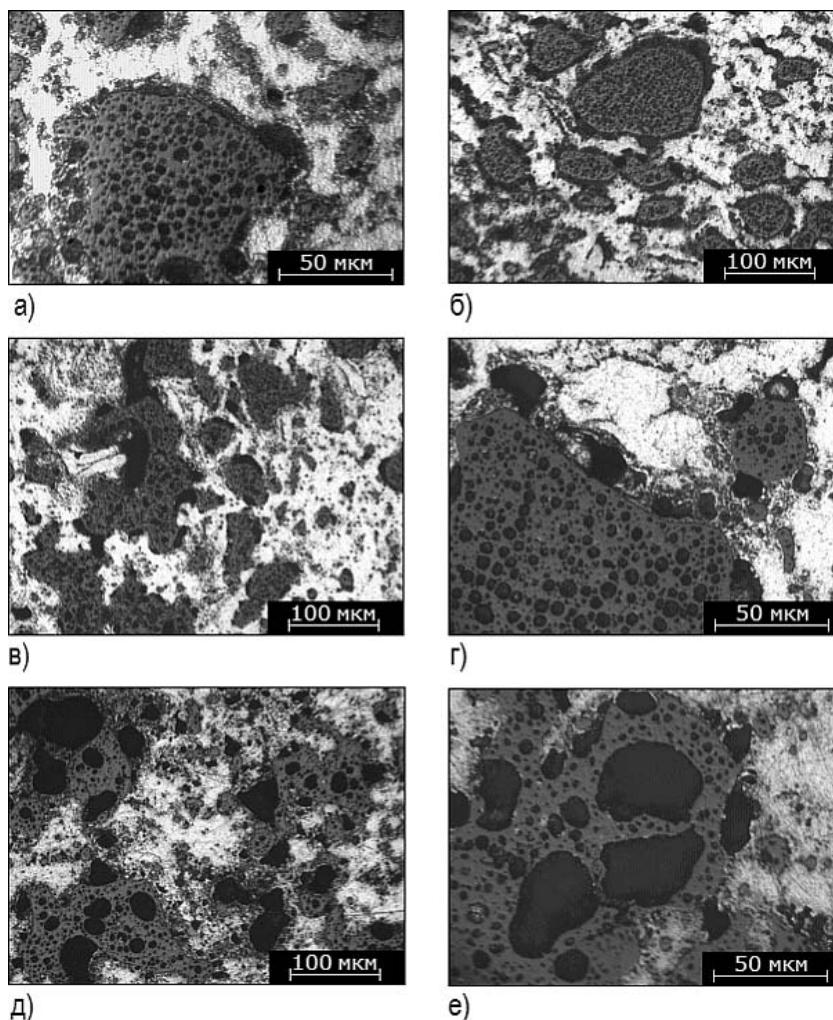


Рис. 3. Микроструктура топливных сердечников и вид топливных частиц в максимально напряженном (или близком к нему) поперечном сечении твэлов ТВС2 после реакторных испытаний: а), б) – твэл №4, $L=250$ мм, плотность накопления продуктов деления $0,80$ г-оск./ см^3 ; в), г) – твэл №2, $L=170$ мм; плотность накопления продуктов деления $0,82$ г-оск./ см^3 ; д), е) – твэл №3, $L=220$ мм ; плотность накопления продуктов деления $1,06$ г-оск./ см^3

По результатам микроструктурного анализа (рис.3) топливные частицы после испытаний характеризуются различными размерами, изменяющимися от нескольких микрометров до нескольких сотен микрометров в поперечном сечении твэла, и наличием газовых пор как внутри частиц, так и на границах частиц с матрицей. Взаимодействия диоксида урана и медной матрицы в процессе испытаний не обнаружено.

По результатам материаловедческих исследований можно отметить несколько

этапов в распухании твэла в период реакторного облучения:

- инкубационный, обусловленный процессами спекания, протекающими в топливном сердечнике, и выбирианием исходной пористости;
- образование и рост пор первого типа, обусловленных протеканием ядерных реакций и концентрацией продуктов деления внутри топливных частиц, что приводит к твердогазовому распуханию топливной композиции;
- образование и рост пор второго типа, обусловленных выходом из топлива газообразных продуктов деления на границу топливная частица-матрица и приводящих к газовому распуханию сердечника твэла.

Во всех твэлах ТВС2 в процессе реакторных испытаний развилось газовое распухание, а в твэлах ТВС1 – твердогазовое, за исключением твэла №3, в котором происходило газовое распухание в начальной стадии.

ФЕНОМЕНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАСПУХАНИЯ ТВЭЛОВ ТИПА СМ

На основании полученных результатов послереакторных исследований можно предложить формальную модель твэла с распухающей дисперсионной топливной композицией. Распухание топлива (топливных частиц) $S_T(T_{обл}, H)$, %, предполагается пропорциональным плотности продуктов деления в объеме сердечника твэла (накоплению ПД (H , г-оск/см³)):

$$S_T(T_{обл}, H) = K(T_{обл}) H, \quad (1)$$

где $T_{обл}$ – средняя по сечению температура сердечника твэла, усредненная за все время облучения, °С.

Скорость распухания $K(T_{обл})$ представляется суммой двух составляющих: одна обусловлена твердым (холодным) распуханием (K_X), не зависящим от температуры облучения, вторая – газовым распуханием ($K_\Gamma(T_{обл})$):

$$K(T_{обл}) = K_X + K_\Gamma(T_{обл}), \quad (2)$$

причем

$$K_\Gamma(T_{обл}) = \begin{cases} K_{\Gamma_0}(T_{обл}/\tilde{T} - 1)^a & \text{при } T_{обл} \geq \tilde{T}, \\ 0 & \text{при } T_{обл} < \tilde{T}, \end{cases} \quad (3)$$

где K_{Γ_0} , \tilde{T} , a – параметры, получаемые в результате обработки экспериментальных данных по распуханию.

Поскольку имеется инкубационный период распухания твэла, обусловленный наличием свободного объема в топливной композиции (S_i , %), компенсирующим увеличение объема распухающего топлива в начале облучения, то распухание сердечника (S_C , %) представим в виде:

$$S_C(T_{обл}, H, T_{сп}) = \begin{cases} S_T(T_{обл}, H) - S_i(T_{сп}) & \text{при } S_T \geq S_i, \\ 0 & \text{при } S_T < S_i, \end{cases} \quad (4)$$

где $T_{сп}$ – температура спекания топлива, °С.

Поскольку процесс спекания топлива происходит в начальный период облучения (см., например, [9]), то в качестве $T_{сп}$ примем среднюю по сечению температуру сердечника в первую кампанию реактора после загрузки необлученного топлива, поскольку плотность делений в топливе максимальна, следовательно, и температура сердечника имеет наибольшее значение. Инкубационный объем S_i представлен в виде

$$S_i(T_{сп}) = S_{min} \frac{1 + (T_{сп}/T_{сп0})^b}{1 + \frac{S_{min}}{S_{max}} (T_{сп}/T_{сп0})^b}, \quad (5)$$

где S_{\min} , S_{\max} , $T_{\text{спо}}$, b находятся при обработке результатов экспериментов. S_{\min} – минимальный свободный объем в композиции, обусловленный исходной пористостью $S_i(T_{\text{сп}}) = S_{\min}$ при $T_{\text{сп}} \ll T_{\text{спо}}$; S_{\max} – максимальный свободный объем при спекании топлива до теоретической плотности $S_i(T_{\text{сп}}) = S_{\max}$ при $T_{\text{сп}} \gg T_{\text{спо}}$.

Распухание твэла ($S_{\text{тв}}$, %) определяется через распухание сердечника зависимостью:

$$S_{\text{тв}} = \frac{V_{\text{серд}0}}{V_{\text{тв}0}} S_c, \quad (6)$$

где $V_{\text{серд}0}$, $V_{\text{тв}0}$ – объемы необлученных сердечника и твэла.

Экспериментальные данные по распуханию твэлов в разных сечениях по высоте были обработаны по методу наибольшего правдоподобия с помощью зависимостей (1) – (6).

На рисунках 4, 5 приведены экспериментальные данные по распуханию пяти твэлов в семи сечениях по высоте из ТВС1 и ТВС2 и результаты расчета по предложенной модели. Корреляционные зависимости расчетных и экспериментальных данных (рис. 6, 7) показывают довольно сильную корреляционную связь результатов расчета и эксперимента.

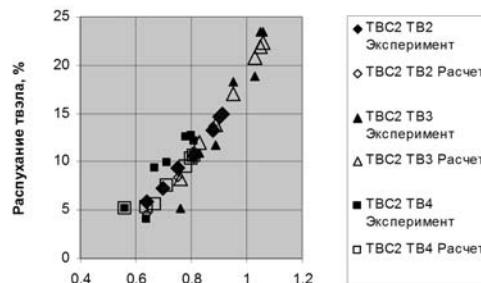


Рис. 4. Зависимость распухания от накопления ПД в твэлах ТВС2

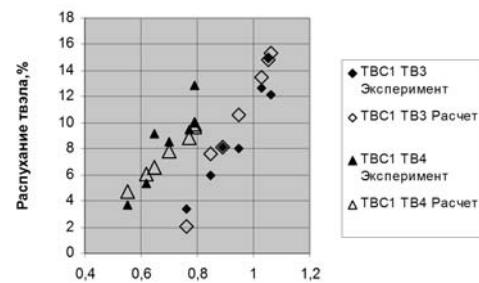


Рис. 5. Зависимость распухания от накопления ПД в твэлах ТВС1

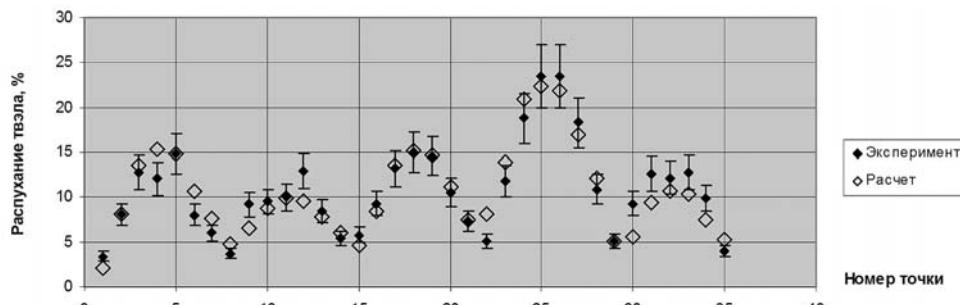


Рис. 6. Зависимость распухания по сечениям твэлов ТВС1 и ТВС2

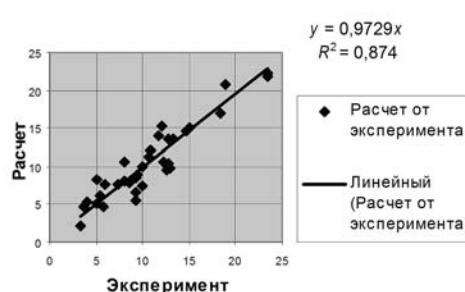


Рис. 7. Корреляционная зависимость расчетных и экспериментальных данных

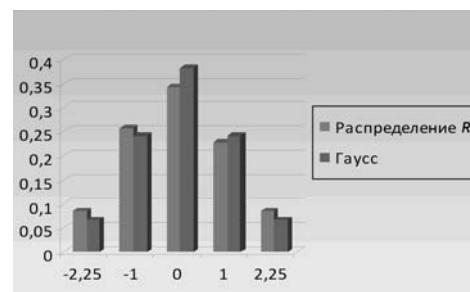


Рис. 8. Распределение статистики R и нормальное стандартизированное

Результаты статистического анализа (табл.1) показывают удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных данных между собой.

Данные рис.8 демонстрируют близость распределения $r=[R-m(R)]/S(R)$ (обозначения параметров в табл. 1) к стандартизованному нормальному распределению. Таким образом, можно утверждать, что имеющиеся расхождения между расчетными и экспериментальными данными носят случайный характер. Наличие систематической (например, методической в расчете) ошибки на соответствующем уровне значимости не выявлено.

Таблица 1

Результаты сравнения расчетных и экспериментальных данных по распуханию твэлов

Характеристика	Значение
Параметры распределения $R = (S_{\text{тв эксп}} - S_{\text{тв расч}}) / S(R)$, %	
- объем выборки	35
- среднее значение $m(R)$	-0,195
- оценка дисперсии $S^2(R)$	3,18
- значение t -критерия на значимость отличия $m(R)$ от нуля	$ -0.11 $ (табличное 2,03)
- значение критерия χ^2 при проверке нормальности распределения величины R	34 (табличное 48,5)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании результатов петлевых испытаний и послереакторных материаловедческих исследований показана работоспособность модифицированных твэлов СМ с содержанием бг U-235 (плотность композиции по урану 2,64г/см³) при плотности теплового потока до 15 МВт/м² и значении максимального выгорания до 50% (накоплении ПД до 1,1г-оск/см³).

Предложена феноменологическая модель распухания твэлов СМ, основанная на результатах исследований порообразования и распухания топливной композиции статистически представительной выборки экспериментальных данных. Показано согласие результатов расчета и эксперимента. Модель может быть использована для прогноза распухания твэлов в процессе работы реактора и в выгружаемых сборках.

Литература

1. Bradley E.E., Adelfang P.A. Research reactor scope in support of advanced nuclear development. An IAEA perspective. Proc. of Int. Conf. «Research reactors: 21 century», Moscow, 2006.
2. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В. и др. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения // АЭ. 2002. Т. 93. №3. С. 167.
3. Клинов А.В., Старков В.А., Цыканов В.А., Чертов Ю.Б. Концепция модернизации активной зоны СМ. / Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2004г., ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – С. 15–18.
4. Цыканов В.А., Чечеткина З.И., Новоселов А.Е. и др. Комплекс исследований твэлов реактора СМ в обоснование их эксплуатации при повышенных параметрах. / Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2006г., ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007 г. С. 36
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте Карло нейтронно-физи-

- зических характеристик ядерных реакторов./Препринт ИАЭ-5837/5. М.: ИАЭ, 1994.
6. Старков В.А., Чертков Ю.Б. Расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования при определении выгорания топлива и распределения продуктов деления// Известия вузов. Ядерная энергетика. №2, 2011. С. 3–11.
7. Грачев В.Д. Некоторые вопросы математической реализации метода конечных элементов в задачах реакторной теплофизики. Препринт НИИАР-6 (652), 1985.
8. Чечеткина З.И., Стриженок М.Н. Закономерности распускания твэлов реактора СМ в условиях облучения при повышенных параметрах// Атомная энергия, т. 106, Вып. 3, 2009. С. 158–162.
9. Цыканов В.А., Давыдов Е.Ф. Радиационная стойкость тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1977

Поступила в редакцию 26.03.2013

ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ СМ

А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов,

А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Приводятся результаты определения распределений энерговыделения, плотности теплового потока и выгорания по трем экспериментальным ТВС (ЭТВС) с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов (МВП), полученные в эксперименте и при расчетном моделировании условий их работы в петлевой установке исследовательского реактора СМ. Рассмотрены теплофизические параметры работы твэлов ЭТВС. Приведены основные контролируемые параметры испытаний. Показано, что все ЭТВС с твэлами МВП успешно выдержали реакторные петлевые испытания, сохранив работоспособность при энерговыделении, тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации в модернизированной активной зоне реактора СМ.

Ключевые слова: петлевая установка, ЭТВС, твэл с малым вредным поглощением нейтронов, энерговыделение, выгорание топлива, плотность теплового потока, температура топлива, температура оболочки.

Key words: loop facility, EFA, low neutron poisoning fuel rod, heat rate, fuel burn up, thermal flux density, fuel temperature, cladding temperature.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» в течение ряда лет проводится работа по модернизации активной зоны реактора СМ с целью расширения его экспериментальных возможностей по высокодозному облучению материалов атомной техники. На первом этапе модернизации, к настоящему времени завершенном, были изготовлены и апробированы твэлы с увеличенной на 20% загрузкой по урану-235, благодаря чему в активной зоне организованы дополнительные облучательные (для объектов изучения) объемы при сохранении всех основных конструктивных особенностей реактора [1].

Задача второго этапа модернизации активной зоны реактора СМ состоит в улучшении условий для накопления радионуклидов в отношении как суммарной, так и удельной активности путем увеличения плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах (ЭК) реактора примерно в полтора раза за счет уменьшения объема активной зоны при сохранении мощности реактора. Второй этап модернизации связан с разработкой нового твэла на основе конструкционных матери-

© А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, А.Л. Петелин,
В.А. Старков, В.Е. Федосеев, 2013

алов с более низким сечением радиационного захвата нейтронов, чем в штатном варианте. Применение этих твэлов позволит уменьшить паразитное поглощение нейтронов в активной зоне и тем самым увеличить долю нейтронов, идущих на облучение образцов, а также компенсировать потери реактивности, связанные с увеличением утечки нейтронов. Кроме того, примерно на 30% уменьшится годовое потребление топлива [2].

В ОАО «ГНЦ ВНИИНМ» обоснована конструкция (с участием специалистов ОАО «ГНЦ НИИАР»), разработана технология и изготовлены экспериментальные дисперсионные твэлы с МВП крестообразного профиля для их возможного применения на втором этапе модернизации активной зоны реактора СМ [3].

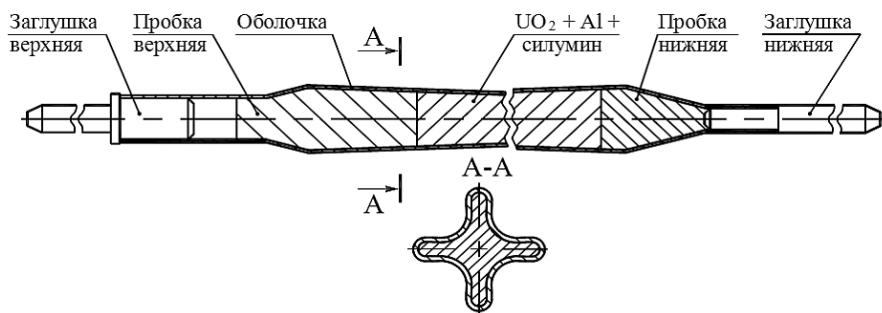


Рис.1. Эскиз твэла с МВП первого исполнения

Таблица 1

Сравнительные геометрические и материальные характеристики твэлов

Параметр	Твэл реактора СМ	Твэл с МВП		
		первое исполнение	второе исполнение	третье исполнение
Диаметр описывающей окружности, 10^{-3} м	5,15	5,15	5,15	5,15
Радиус впадины, 10^{-3} м	1,2	1	1	1
Толщина оболочки, 10^{-3} м	0,15	0,15	0,15	0,15
Длина активной части, м	0,35	0,35	0,35	0,35
Площадь поперечного сечения, 10^{-6} м ²				
– топливного сердечника	8,05	7,12	4,29	7,12
– твэла	10,46	9,64	9,64	9,64
Наружный периметр твэла, 10^{-3} м	16,57	17,26	17,26	17,26
Поверхность теплообмена, м ²	0,0058	0,006	0,006	0,006
Объем топливного сердечника, 10^{-6} м ³	2,82	2,49	1,50	2,49
Загрузка урана-235 в твэле, 10 ⁻³ кг	6	5	4,5	5
Объемная доля топливной фазы, отн. ед.	0,31	0,25	0,45	0,5
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м К)				
– диоксид урана	4	4	4	–
– интерметаллид урана	–	–	–	25
– матрица	220	150	150	125
– топливная композиция*	127	95	40	41
– оболочка	17,4	17,4	17,4	17,4

* Рассчитан по формуле В.И. Оделевского [4]

Для испытаний опытные твэлы изготовлены в трех исполнениях, в которых в

качестве ядерного топлива использовали

- диоксид урана, разбавленный крупкой алюминия (первое исполнение);
- диоксид урана, разбавленный крупкой алюминия; в центре твэла размещен алюминиевый вытеснитель квадратного поперечного сечения (второе исполнение);
- интерметаллик урана, разбавленный крупкой интерметаллида циркония и алюминия (третье исполнение).

Свободное пространство под оболочкой твэла пропитано матричным материалом – сплавом кремний-никелевого алюминия (силумином). В качестве оболочечного материала в твэлах используется нержавеющая сталь. Пример конструкции твэла первого исполнения приведен на рис. 1. Сравнительные характеристики штатного твэла реактора СМ и вариантов твэлов с МВП представлены в табл. 1.

Цель работы заключается в получении данных для обоснования выбора конструкции МВП твэлов, работоспособных в режимах работы ТВС в модернизированной активной зоне реактора СМ по второму этапу.

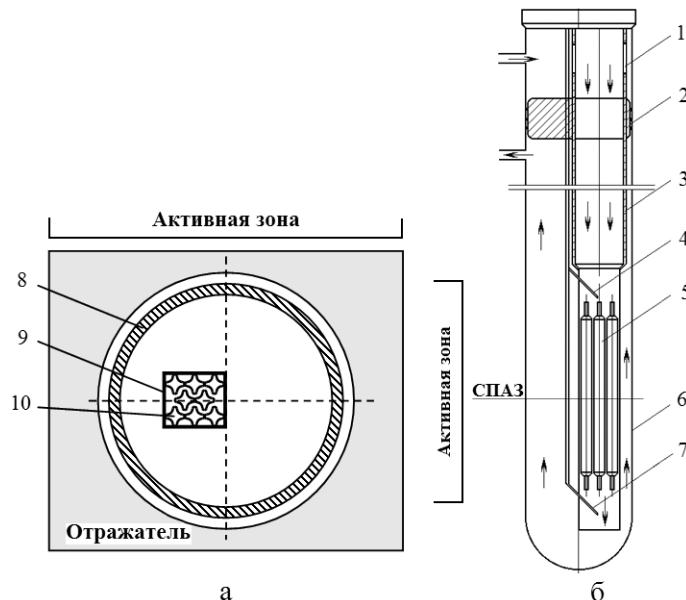


Рис. 2. Схема горизонтального (а) и осевого (б) сечений канала с ОУ: 1 – окна для прохода теплоносителя; 2 – узел уплотнения; 3 – разделитель потока; 4, 7 – ТЭП; 5, 9 – ЭТВС; 6, 8 – корпус канала; 10 – твэл

Для проведения испытаний изготовили три экспериментальных ТВС (ЭТВС), в каждой из которых разместили по восемь твэлов одного исполнения (рис. 2а). Облучательные устройства (ОУ) с ЭТВС загружали в петлевой канал (рис. 2б) реактора СМ. Петлевые испытания ЭТВС проводили поочередно. В процессе испытаний контролировали показания датчиков петлевой установки, измеряющих расход теплоносителя через канал, температуру теплоносителя на входе и выходе из канала, давление на входе в канал, перепад давления на канале, показания датчиков системы контроля герметичности оболочек твэлов (система КГО). Кроме того, регистрировали показания термоэлектропреобразователей (ТЭП), размещенных в ОУ на входе и выходе из ЭТВС.

РАСЧЕТНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ИСПЫТАНИЙ ЭТВС

Важным фактором, определяющим работоспособность твэлов под облучением, является химическая совместимость компонентов топливного сердечни-

ка между собой и их взаимодействие с материалом оболочки. Наличие продуктов взаимодействия компонентов дисперсионной композиции, как правило, существенно понижает теплопроводность топливного сердечника и увеличивает скорость его распухания. По имеющимся данным максимальная допустимая температура топливной композиции UO_2 +силимин составляет примерно $430 - 450^\circ\text{C}$ (для твэлов первого и второго исполнения), а для топливной композиции $U(\text{Al},\text{Si})_3$ +силимин – 550°C (для твэлов третьего исполнения).

Предварительный расчет нейтронно-физических условий испытаний твэлов МВП выполнили с помощью численной модели реактора СМ, созданной на основе аттестованного Госатомнадзором пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RFFI/A [5]). В программе MCU реализовано решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных с произвольной трехмерной геометрией.

Расчетный коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по сечению ЭТВС с твэлами МВП первого исполнения равен $k_s = 1,21 \pm 0,03$, второго – $k_s = 1,17 \pm 0,03$, третьего – $k_s = 1,19 \pm 0,03$. Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по высоте ЭТВС равен примерно 1,25. С учетом этих коэффициентов максимальный тепловой поток с поверхности твэлов МВП первого исполнения составит $7,8 \pm 0,4 \text{ МВт}/\text{м}^2$, второго – $9,1 \pm 0,5 \text{ МВт}/\text{м}^2$, третьего – $7,7 \pm 0,5 \text{ МВт}/\text{м}^2$ при расчетной тепловой мощности ЭТВС в канале петли 250 ± 14 , 300 ± 16 , $250 \pm 12 \text{ кВт}$ соответственно.

При моделировании теплогидравлических режимов облучения ЭТВС использовались методики [6, 7], программа [8], реализующая решение уравнения теплопроводности методом конечных элементов и позволяющая проводить расчет температурного поля в твэлах со сложным профилем поперечного сечения. Методики [6, 7] тестировали по результатам внутриреакторных экспериментов на кризис теплоотдачи [9].

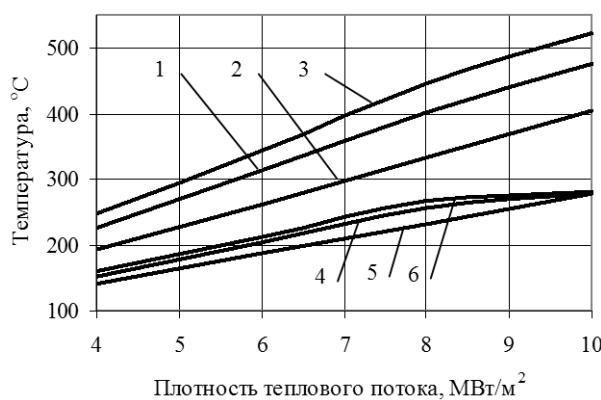


Рис. 3. Зависимости максимальной температуры топливного сердечника (1, 2, 3) и температуры наружной поверхности оболочки твэла (4, 5, 6) от максимальной плотности теплового потока с поверхности твэлов: 1, 4 – первого; 2, 5 – второго; 3, 6 – третьего исполнения

На рисунке 3 представлены зависимости максимальной температуры топливной композиции и наружной поверхности оболочки от плотности теплового потока для трех вариантов исполнения твэлов. Средняя скорость теплоносителя в ЭТВС принята равной 12,4 м/с, температура теплоносителя на входе в ЭТВС – 50°C , что соответствует параметрам работы теплонапряженной штатной ТВС реактора СМ.

Таким образом, предварительными нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами были определены режимы, при которых при максимальной плотности теплового потока максимальная температура топливного сердечника

твэлов первого, второго и третьего исполнений не превысит значений 395, 375 и 435°C соответственно, а температура наружной поверхности оболочки – 260°C для всех исполнений твэлов (см. рис. 3).

ПАРАМЕТРЫ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭТВС

Основные параметры испытаний ЭТВС приведены в табл. 2.

Параметры испытаний ЭТВС

Таблица 2

Параметр	Значение для твэла МВП исполнения		
	первого	второго	третьего
Временной интервал облучения ЭТВС – начало – окончание	07.05.2009 18.09.2010	17.02.2011 15.04.2011	20.07.2011 12.11.2011
Средний расход теплоносителя через канал, 10 ⁻³ м ³ /с	2,14	2,17	2,14
Средняя скорость теплоносителя, м/с	14,4	14,6	14,4
Давление теплоносителя на входе в канал, МПа	4,9	4,9	4,9
Максимальная температура теплоносителя на входе в ЭТВС, °C	75	56	50
Мощность ЭТВС, кВт – средняя – максимальная	191 217	225 257	188 236
Максимальная плотность теплового потока, 10 ⁶ Вт/м ²	6,8	8,0	7,3
Максимальная температура, °C – наружной поверхности оболочки – топливного сердечника	238 360	215 333	229 391
Энерговыработка, 10 ¹² Дж	1,23	0,89	1,4
Время работы на мощности, эф.сут	75	46	86
Среднее выгорание топлива в ЭТВС, %	50,6	40,7	57,4

Экспериментальную мощность ЭТВС определяли по теплогидравлическим параметрам испытаний с помощью зависимости

$$W_{\text{ЭТВС}} = G \cdot C_p \cdot (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}), \quad (1)$$

где $W_{\text{ЭТВС}}$ – мощность ЭТВС, Вт; G – расход теплоносителя через канал, кг/с; C_p – теплопемкость теплоносителя, Дж/(кг·К); $t_{\text{вых}}$ – температура теплоносителя на выходе из ЭТВС, К; $t_{\text{вх}}$ – температура теплоносителя на входе в ЭТВС, К.

Изменение мощности ЭТВС во время испытаний показано на рис. 4. Общая тенденция уменьшения их мощности обусловлена выгоранием топлива, в то время как локальные изменения мощности – перераспределением топлива в активной зоне во время перегрузок ТВС, изменением мощности реактора, перемещением РО СУЗ.

Энерговыработку ЭТВС рассчитывали с использованием значений мощности, вычисленных по формуле

$$Q_{\text{ЭТВС}} = \sum_{i=1}^N W_{\text{ЭТВС}i} \Delta T_i,$$

где $Q_{\text{ЭТВС}}$ – энерговыработка, Дж; $W_{\text{ЭТВС}i}$ – средняя мощность ЭТВС на i -м интервале времени, Вт; ΔT_i – продолжительность i -го интервала времени, с; N – число временных интервалов, в течение которых ЭТВС облучалась в реакторе.

Среднее выгорание топлива в ЭТВС вычисляли следующим образом:

$$B = g \cdot Q_{\text{ЭТВС}} / \varepsilon_Q / M_{U5} \cdot 100,$$

где B – выгорание, %; g – масса ^{235}U , затрачиваемая на выработку 1 Дж энергии ($g = 1,448 \cdot 10^{-14}$ кг/Дж); M_{U5} – масса ^{235}U в ЭТВС, кг; ε_Q – доля энерговыделения ЭТВС, выделяемая в виде тепловой энергии в канале, которая слабо зависит от геометрии и материалов твэла ($\varepsilon_Q \approx 0,88$).

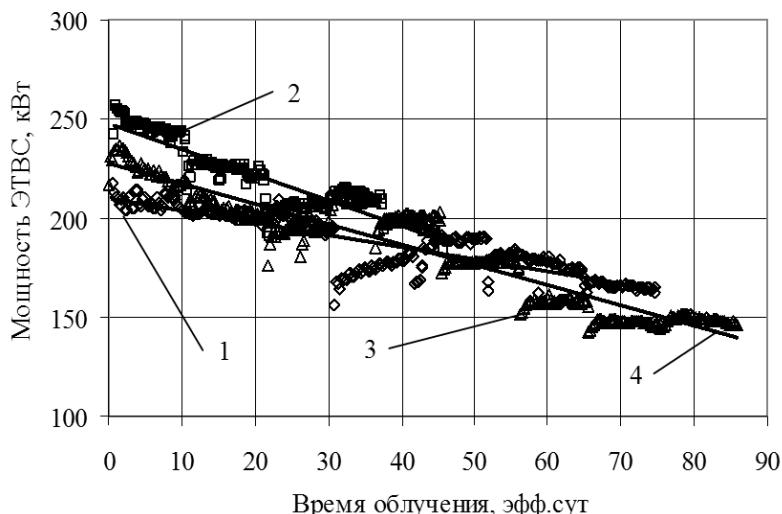


Рис. 4. Изменение мощности ЭТВС в зависимости от времени облучения: 1, 2, 3 – мощность ЭТВС с твэлами МВП первого, второго, третьего исполнений соответственно; 4 – линия тренда

Величины g и ε_Q были определены с помощью нейтронно-физического расчета условий реакторных испытаний ЭТВС. Расчеты проводили с использованием имитатора активной зоны реактора СМ (IMCOR_SM [10]) с учетом особенностей конструкции загруженных в реактор облучательных устройств, изменений в загрузке активной зоны на протяжении всего периода испытаний твэлов МВП, выгорания топлива в рабочих ТВС и ЭТВС, перемещений компенсирующих органов. Результаты расчетов и экспериментальные данные приведены в табл. 3 – 5. В качестве погрешностей указаны стандартные отклонения множеств значений, по которым проведено усреднение.

Как видно из приведенных данных, отклонения расчетных значений мощности от экспериментальных данных не превышают 10%.

В таблице 6 даны оценки коэффициентов корреляции множеств расчетных и экспериментальных значений мощности, приведенных в табл. 3 – 5, где в последнем столбце указаны критические значения выборочного коэффициента корреляции для оценки значимости корреляционной связи с доверительной вероятностью $p = 0,995$ [11].

Так как значения выборочных коэффициентов корреляции для всех исполнений твэлов с МВП больше соответствующих критических значений, то нет оснований отвергать статистическую гипотезу об их значимости.

Таким образом, можно сделать вывод, что расчетная точность определения мощности ЭТВС во время их испытаний удовлетворительна. Следовательно, есть основания полагать, что точность нейтронно-физических расчетов и других интегральных параметров испытаний ЭТВС, таких, например, как удельный расход топлива g и величина ε_Q , также удовлетворительна. Относительно точности определения локальных характеристик, например, максимальных энерговыделения и выгорания топлива в твэлах, можно будет судить по результатам послереакторных материаловедческих исследований.

Таблица 3

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами первого исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	234±6	212±3	10
2	225±5	206±2	9
3	224±9	204±3	10
4	186±6	177±5	5
5	178±3	191±3	-7
6	172±5	183±2	-6
7	166±2	181±2	-8
8	157±4	168±2	-6

Таблица 4

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами второго исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	274±4	252±5	8
2	252±5	231±3	9
3	226±8	214±2	6
4	219±5	217±2	1
5	201±5	200±3	1

Таблица 5

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами третьего исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	223±6	231±6	-2
2	213±3	209±4	3
3	190±3	198±3	-3
4	200±6	213±2	-4
5	187±7	204±2	-6
6	175±5	181±2	-3
7	156±5	161±2	-1
8	149±4	150±1	1
9	146±6	152±2	-2

По расчетным данным в конце испытаний среднее (см. табл. 3) и максимальное выгорание топлива (убыль ^{235}U) в ЭТВС составляют соответственно

- с твэлами МВП первого исполнения – 50,6 и 57,4 %;
- с твэлами МВП второго исполнения – 40,7 и 44,6 %;
- с твэлами МВП третьего исполнения – 57,4 и 64,2 %.

По данным работы [12] среднее выгорание топлива в выгружаемых штатных ТВС реактора СМ составляет 37%. Таким образом, достигнутое во время испыта-

ний среднее выгорание топлива в трех ЭТВС вполне соответствует среднему выгоранию топлива в штатных ТВС.

Таблица 6

Коэффициенты корреляции расчетных и экспериментальных значений мощности ЭТВС с твэлами МВП

Номер исполнения твэлов с МВП	Значение коэффициента корреляции	
	выборочное	критическое ($p = 0,995$)
1	0,936	0,870
2	0,982	0,974
3	0,978	0,836

Графики изменения максимальной температуры топливного сердечника и наружной поверхности теплонапряженных твэлов, в предположении постоянства теплопроводности топливного сердечника и аксиального коэффициента неравномерности энерговыделения, приведены на рис. 5 и 6.

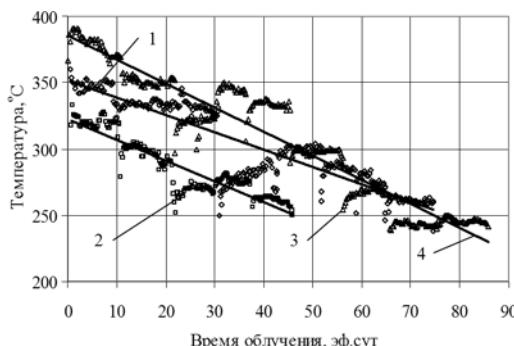


Рис. 5. Изменение максимальной температуры топливного сердечника твэлов во время облучения:
1, 2, 3 – твэлы соответствующего исполнения;
4 – линия тренда

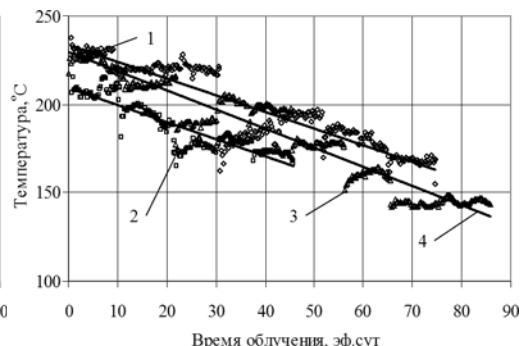


Рис. 6. Изменение максимальной температуры наружной поверхности оболочки твэлов во время облучения: 1, 2, 3 – твэлы соответствующего исполнения; 4 – линия тренда

За время облучения максимальные значения температуры топливного сердечника и наружной поверхности оболочки твэлов с учетом экспериментальных данных по расходу и температуре теплоносителя изменялись в диапазонах

- с твэлами МВП первого исполнения – от 360 до 260°C и от 238 до 167°C;
- с твэлами МВП второго исполнения – от 333 до 250°C и от 215 до 162°C;
- с твэлами МВП третьего исполнения – от 391 до 240°C и от 229 до 143°C.

Максимальные температуры топливного сердечника и наружной поверхности оболочки во всех трех ЭТВС не достигли предтестовых расчетных значений вследствие пониженной начальной тепловой мощности ЭТВС и несколько увеличенного расхода теплоносителя через ОУ (см. табл. 2). Поверхностное кипение теплоносителя (температура насыщения которого 260°C) на всех твэлах за время испытаний ЭТВС отсутствовало.

Активность теплоносителя на выходе из ЭТВС в период испытаний была стабильной, а значения показаний системы КГО в канале с ОУ не превышали допустимого значения, т.е. разгерметизации оболочек твэлов не зафиксировано.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетного и экспериментального исследований условий испытаний твэлов с МВП трех исполнений в реакторе СМ свидетельствуют о том, что были

обеспечены необходимые режимы реакторных испытаний ЭТВС и непревышение пределов их безопасной эксплуатации.

Показано, что все ЭТВС с МВП выдержали петлевые испытания, сохранив герметичность при тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации модернизированной активной зоны реактора СМ:

- максимальная плотность теплового потока с поверхности твэлов первого исполнения составила 6,8 МВт/м², второго – 8,0 МВт/м², третьего – 7,3 МВт/м²;
- среднее выгорание топлива в твэлах первого исполнения составило 50,6%, второго – 40,7%, третьего – 57,4%.

Таким образом, в результате проведенных ресурсных испытаний твэлы с малым вредным поглощением всех конструктивных исполнений сохранили герметичность в режимах, близких к эксплуатационным в условиях модернизированной активной зоны реактора СМ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В., Чертков Ю.Б. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения // Атомная энергия. 2002. Т. 93, вып. 3. С. 167–174.
2. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны / Исследовательские реакторы в XXI в: Сб. докладов Международной конф. Москва, 21–24 июня 2006 г. – М.: НИКИЭТ, 2006. С. 109–118.
3. Волков В.С., Клинов А.В., Старков В.А., Морозов А.В. и др. Разработка твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора СМ // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 6. С. 314–318.
4. Самойлов А.Г., Каиштанов А.И., Волков В.С. Дисперсионные твэлы. В 2-х т. Т. 2. Конструкция и работоспособность. – М.: Энергоиздат, 1982.
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/А с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2001. Вып. 3. С. 50–55.
6. Старков В.А., Федосеев В.Е. Распределение температуры и плотности теплового потока по периметру твэла крестообразного сечения. / Сб. трудов ОАО “ГНЦ РФ НИИАР”. Димитровград, 2003. Вып. 2. С. 3–8.
7. Гарусов Е.А., Грачев С.Д. Теплоотвод от твэла крестообразного поперечного сечения: Препринт. ЛИЯФ № 660. Ленинград, 1981.
8. Грачев В.Д. Некоторые вопросы математической реализации метода конечных элементов в задачах реакторной физики: Препринт. НИИАР-6(652). Димитровград, 1986.
9. Бобров С.Н., Спиридонов Ю.Г., Махин В.М., Грачев А.Ф. Изучение поведения твэлов реактора СМ в режиме кризиса теплоотдачи / Сб. трудов ГНЦ РФ-НИИАР. Димитровград, 1997. Вып. 1. С. 75–81.
10. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Программные средства-имитаторы активных зон исследовательских реакторов для сопровождения эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Математическое моделирование физических процессов. 2006. Вып. 4. С. 115–121.
11. Кобзарь А.И. Прикладная математическая статистика. Для инженеров и научных работников. – М.: Физматлит, 2006.
12. Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. и др. Испытания опытных сборок реактора СМ с повышенной загрузкой урана // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. № 3. С. 28–36.

Поступила в редакцию 27.03.2013

ОПТИМИЗАЦИЯ УПРАВЛЕНИЯ СКЛАДСКИМИ ЗАПАСАМИ ПЛУТОНИЯ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ С РЕАКТОРАМИ НА ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев

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



Дано описание алгоритма минимизации запасов плутония на складе при разработке сценариев развития ядерной энергетики. В качестве примера использования алгоритма приведены результаты моделирования сценария развития атомной энергетики России (РАЭ) на основе тепловых (ТР) и быстрых реакторов (БР). Особенность алгоритма состоит в том, что он может быть использован для моделирования сценариев развития атомной энергетики, когда нуклидный состав загружаемого уран-плутониевого топлива быстрых реакторов заранее неизвестен.

Ключевые слова: хранение плутония, склад, замкнутый ядерный топливный цикл, быстрые реакторы, минимизация запаса.

Key words: plutonium storage, warehouse, closed nuclear fuel cycle, fast reactors, stock minimization.

ВВЕДЕНИЕ

При моделировании топливного цикла атомной энергетики (АЭ) для выбранных сценариев ввода реакторов и мощностей заводов по переработке ОЯТ важно корректно рассчитывать материальные потоки и характеристики топлива на этапах ядерного топливного цикла (ЯТЦ). В настоящее время разработан целый ряд программных продуктов для моделирования сценариев развития ядерной энергетики, описывающих основные этапы топливного цикла с разной степенью детализации [1–3]. В рамках данной работы основное внимание обращено на минимизацию запасов плутония на складе при разработке эффективных сценариев развития ядерной энергетики.

Управление запасами в общем случае состоит в воздействии на баланс между двумя основными факторами – пополнением и расходом запасов. Запасы делятся на текущие (обеспечивают работу на определенном интервале времени) и страховые (на непредвиденный случай). Цель управления – оптимизация запасов на основе принятого критерия. В данной работе в качестве критерия выбран минимум складских запасов. Задача управления складскими запасами плутония является важной по следующим причинам.

Во-первых, в настоящее время в мире накоплены большие запасы выделенного энергетического плутония, причем количество выделяемого плутония превышает

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

объем его использования [4]. Минимизация количества плутония повышает безопасность и устойчивость к ядерному распространению, поскольку выделенный плутоний может быть использован для изготовления ядерного оружия.

Во-вторых, сокращаются затраты на хранение избыточного количества плутония, снижаются его деградация в процессе хранения и связанные с этим экономические потери. Действительно, при хранении выделенного плутония, особенно с высоким содержанием изотопа ^{241}Pu , из-за распада последнего накапливается радиотоксичный ^{241}Am . Происходит потеря энергетического потенциала. В случае повторной переработки плутония для очистки от ^{241}Am будут напрасно потрачены время и деньги.

Нуклидный состав загружаемого уран-плутониевого топлива быстрых реакторов в зависимости от сценария может изменяться в каждый момент времени в достаточно широком диапазоне. Это обусловлено тем, что нуклидный состав используемого плутония определяется структурой моделируемой АЭ, временем выдержки топлива на этапах ЯТЦ, способом выбора компонента топлива со склада из того количества, которое пришло на склад в разное время и др. С целью утилизации в топливо могут вводиться младшие актиниды.

Отметим, что при использовании топлива различного нуклидного состава желательно сохранять длительность цикла реактора (эффективное время работы реактора на номинальной мощности между перегрузками), которая является одной из важнейших выходных характеристик реакторной установки.

Чтобы сохранить заданную длительность цикла при изменении изотопного состава загружаемого плутония от референсного, необходимо изменить содержание плутония при изготовлении смешанного топлива, в результате чего в количестве плутония, забираемого со склада, должна вноситься корректировка. Таким образом, видно, что создание сценария ввода быстрых реакторов для достижения баланса плутония на складе является нетривиальной задачей.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Выгрузка топлива осуществляется при ежегодных перегрузках и при выводе реактора из эксплуатации.

Таким образом, для системы тепловых (работающих на уране) и быстрых реакторов, в общем случае для заданного момента времени при данной производительности заводов по переработке ОЯТ можно записать баланс плутония:

$$\begin{aligned} G_{\text{Pu}}(t_i) = & G_{\text{Pu}}(t_{i-1}) + \\ & \sum_k P_{\text{TP}_k}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{TP}_k}^{\text{выход}} \cdot N_{\text{TP}_k}^{\text{выход}}(t_i) + \sum_j P_{\text{БР}_j}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{БР}_j}^{\text{выход}}(t_i) \cdot N_{\text{БР}_j}^{\text{выход}}(t_i) - \\ & \sum_j G_{\text{БР}_j}^{\text{ввод}}(t_i) \cdot N_{\text{БР}_j}^{\text{ввод}}(t_i) + \sum_k P_{\text{TP}_k}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{TP}_k}^{\text{перегруж}}(N_{\text{TP}_k}^{\text{действ}}(t_i) - N_{\text{TP}_k}^{\text{ввод}}(t_i)) + \\ & \sum_j (P_{\text{БР}_j}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{БР}_j}^{\text{перегруж(выгр.)}}(t_i) - G_{\text{БР}_j}^{\text{перегруж(загр.)}}(t_i))(N_{\text{БР}_j}^{\text{действ}}(t_i) - N_{\text{БР}_j}^{\text{ввод}}(t_i)), \end{aligned} \quad (1)$$

где $G_{\text{Pu}}(t_i)$ – общая масса плутония, накопленная на складе к данному моменту времени;

$G_{\text{Pu}}(t_{i-1})$ – количество плутония на складе в предыдущий момент времени;

$G_{\text{TP}_k}^{\text{выход}}$ – масса плутония, выгружаемого из одного теплового реактора k -го типа при выводе его из эксплуатации;

$G_{БР_j}^{вывод}(t_i)$ – масса плутония, выгружаемого из одного быстрого реактора j -го типа при выводе его из эксплуатации, зависящая от нуклидного состава загружаемого топлива;

$G_{БР_j}^{ввод}(t_i)$ – масса плутония, идущая на начальную загрузку быстрого реактора j -го типа, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{БР_j}^{перегруж(загр.)}(t_i)$ – масса плутония, загружаемая в быстрый реактор типа j при перегрузках, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{БР_j}^{перегруж(выгр.)}(t_i)$ – масса плутония, выгружаемая из быстрого реактора типа j при перегрузках, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{ТР_k}^{перегруж}$ – масса плутония, выгружаемая из теплового реактора типа k при перегрузках;

$P_{ТР_k}(t_i)$ – доля выделенного плутония из ОЯТ ТР типа k в процессе переработки в момент времени t_i ;

$P_{БР_j}(t_i)$ – доля выделенного плутония из ОЯТ БР типа j в процессе переработки в момент времени t_i ;

l – коэффициент потерь при регенерации топлива;

$N_{ТР_k}^{ввод}(t_i)$, $N_{ТР_k}^{вывод}(t_i)$, $N_{ТР_k}^{действ.}(t_i)$, $N_{БР_j}^{ввод}(t_i)$, $N_{БР_j}^{вывод}(t_i)$, $N_{БР_j}^{действ.}(t_i)$ – количество тепловых и быстрых реакторов, вводимых, выводимых и перегружаемых в момент времени t_i .

Очевидно, что управлять процессом накопления плутония на складе на каждом временном шаге можно с помощью изменения темпа ввода в эксплуатацию как тепловых, так и быстрых реакторов.

Учет изменения изотопного состава плутония в процессе многократного цикла топлива в быстрых реакторах с учетом потерь реализован в программном комплексе CYCLE [5–8]. Упрощенная схема движения плутония в ПК CYCLE показана на рис. 1.

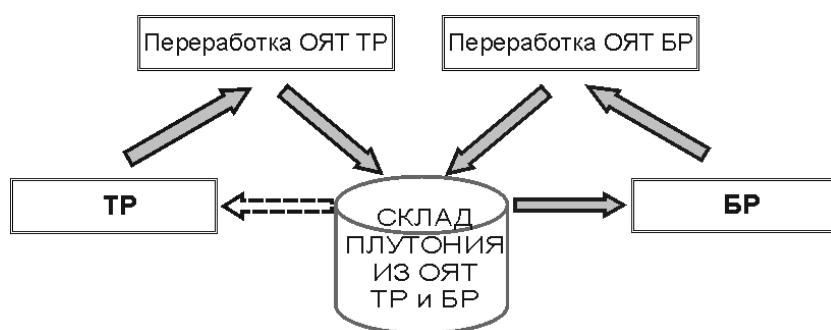


Рис. 1. Одна из схем движения плутония, реализованная в ПК CYCLE

Цель управления запасами плутония – формирование и стабилизация их на уровне, позволяющем обеспечить бесперебойную работу при минимальных накладных расходах, ускорение обрачиваемости и уменьшение количества неиспользуемого плутония. Для реализации поставленной цели предлагается специальная методика, позволяющая автоматизировать достижение баланса складских запасов.

МЕТОДИКА ОПТИМИЗАЦИИ УПРАВЛЕНИЯ СКЛАДСКИМИ ЗАПАСАМИ ПЛУТОНИЯ ПРИ ЗАМЫКАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ С ПЕРЕМЕННЫМ СОСТАВОМ ТОПЛИВА

Основные предположения и ограничения

Предполагается, что темп ввода тепловых реакторов разного типа и перерабатывающих мощностей ОЯТ ТР в сценарии на рассматриваемом временном интервале задан; производительность завода по переработке ОЯТ быстрых реакторов на рассматриваемом интервале времени определена: либо известен нарастающий ввод перерабатывающих мощностей, либо переработка ОЯТ быстрых реакторов идет «с колес», т.е. сразу после выгрузки из бассейна выдержки. Время пребывания топлива в бассейне выдержки в расчете считается постоянным.

Исходными данными для расчета будут служить текущая величина запаса плутония на складе, динамика ее изменения, величина страхового запаса плутония и темп ввода быстрых реакторов.

Это позволяет свести задачу оптимизации управления складскими запасами к выбору расчетных сценариев на основе заранее определенных правил. Весь рассматриваемый интервал времени ввода быстрых реакторов разбивается на две части: первая включает в себя интервал с фактическим или уже определенным темпом ввода быстрых реакторов, на втором интервале темп ввода быстрых реакторов нужно определить.

Алгоритм решения поставленной задачи

- Выбирается момент времени t_1 , начиная с которого ведется поиск темпа ввода быстрых реакторов. Если известны значения темпа ввода и запаса на складе в предшествующие моменты времени, то в дальнейшем они будут использоваться для коррекции.
- Задается необходимый страховой запас плутония на складе $G_{\text{Pu}}^{\min} \geq 0$ для бесперебойного снабжения быстрых реакторов в случае возникновения непредвиденных обстоятельств, который в данном случае будет являться нижней границей складского запаса.
- Задается верхняя граница складского запаса (максимальный желаемый запас) $G_{\text{Pu}}^{\max} \geq G_{\text{Pu}}^{\min} + \varepsilon$. Запас плутония на складе может изменяться между верхней границей и страховым запасом (ε – минимальное значение выбираемого коридора). Чем больше выбранный коридор, тем больше амплитуда и период колебаний, а также средний запас на складе, определяемый следующим соотношением:

$$\overline{G}_{\text{Pu}} = \frac{\int_{t_1}^{t_{end}} G_{\text{Pu}}(t) dt}{t_{end} - t_1}, \quad (2)$$

где $t_1 \leq t \leq t_{end}$; t_1 – момент начала оптимизации складского запаса; t_{end} – максимальное время рассмотрения топливного цикла; $G_{\text{Pu}}(t)$ – текущий запас плутония на складе.

- Выбирается модель управления запасами
1. Запас может находиться только в пределах указанного коридора. Пересечение границ не допускается. Позволяя в процессе приближений достичь существенного уменьшения среднего запаса на складе, эта модель, как правило, предполагает немонотонный характер зависимости ввода быстрых реакторов от времени и, как следствие, увеличивает неравномерность развития ЯЭ. Условно на-

зовем эту модель – модель с «жесткими» границами.

2. Верхняя граница используется как ориентир – плановый запас. В этом случае количество плутония на складе в отдельные моменты времени для достижения требования большей монотонности ввода БР может пересекать верхнюю границу коридора. Таким образом, ищется компромисс между равномерностью развития ЯЭ и минимизацией среднего запаса на складе. Эту модель условно назовем – модель с «динамическими» границами.

- На каждом расчетном временном шаге t_i осуществляется проверка текущего запаса плутония $G_{\text{Pu}}(t_i)$ на избыток, недостаток или попадание в коридор.
- В случае отклонения от коридора определяется расстояние от границы:

$$\Delta G(t_i) = G_{\text{Pu}}(t_i) - G_{\text{Pu}}^{\max} \quad (3)$$

или

$$\Delta G(t_i) = G_{\text{Pu}}(t_i) - G_{\text{Pu}}^{\min}. \quad (4)$$

- На каждом расчетном временном шаге осуществляется проверка направления изменения текущего запаса плутония (рост или убывание запасов).
- Вычисляется относительная скорость изменения остатка плутония на складе:

$$V(t_i) = \frac{G_{\text{Pu}}(t_i) - G_{\text{Pu}}(t_{i-1})}{G_{\text{Pu}}(t_i)} \times 100 \text{ (%),} \quad (5)$$

где $G_{\text{Pu}}(t_i)$ – количество плутония на складе в данный момент; $G_{\text{Pu}}(t_{i-1})$ – количество плутония на складе в предыдущий момент времени. В зависимости от значений отклонения $\Delta G(t_i)$ пробными расчетами выбираются допустимые максимальная V_{\max} и минимальная V_{\min} скорости изменения складского запаса и, соответственно, коридор допустимых скоростей между ними.

- В качестве «базового» темпа ввода быстрых реакторов для каждого нового шага $N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_i)$ за основу берется темп ввода на предыдущем шаге – $N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_{i-1})$.
- При выходе количества плутония за границы коридора или скорости изменения запаса за границы коридора допустимых скоростей, в зависимости от значений $N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_i)$, $\Delta G(t_i)$ и скорости изменения складского запаса используются корректирующие воздействия $\Delta N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_i)$, которые представляют собой изменение темпа ввода быстрых реакторов на рассматриваемом шаге:

$$N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_i) = N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_{i-1}) \pm \Delta N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}(t_i). \quad (6)$$

В зависимости от выбранной модели управления запасами процесс коррекции при необходимости повторяется на этом и (или) каждом последующем шаге.

Набор управляющих переменных $\Delta N_{\text{БР},j}^{\text{ввод}}$ подбирается на характерных расчетах и далее может использоваться без изменений с коррекцией по мере необходимости.

В случае модели с «жесткими» границами при больших запасах накопленного плутония для обеспечения попадания в коридор может потребоваться достаточно резкое изменение темпа ввода быстрых реакторов. По исчерпании этих запасов для приведения в соответствие производства и потребления плутония темп ввода реакторов автоматически будет уменьшен.

В случае модели с «прозрачной» верхней границей для достижения большей монотонности ввода БР в процессе постепенной коррекции допускается пересечение границ коридора с последующим постепенным уходом в коридор.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- В конце последнего шага по времени производится сравнение достигнутого минимума запаса с заданной нижней границей:

$$\Delta G = \min(G_{\text{Pu}}(t_i)) - G_{\text{Pu}}^{\min}, \quad t_1 < t_i \leq t_{\text{end}}. \quad (7)$$

Если $\Delta G > \varepsilon$, что может быть при неоптимальном выборе G_{Pu}^{\max} , то расчет повторяется с новым значением верхней границы коридора

$$G_{\text{Pu}}^{\max(m+1)} = G_{\text{Pu}}^{\max(m)} - \Delta G + \varepsilon, \quad (8)$$

где m – номер итерации уточнения коридора, а минимальная ширина коридора ε выбирается по усмотрению.

Рассматриваемый алгоритм управления запасом реализован и включен в состав ПК CYCLE. Применение на практике описанного алгоритма продемонстрировало высокую эффективность. При надлежащем выборе точки начала оптимизации процесс итераций сходится для типичных рассмотренных сценариев.

ПРИМЕР ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МЕТОДИКИ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯЭ РОССИИ

В качестве иллюстрации применимости методики при моделировании РАЭ с использованием CYCLE для одного из возможных сценариев приведены результаты расчетов баланса плутония в замкнутом топливном цикле с совместной работой реакторов типа ВВЭР и БН. ОЯТ всех реакторов перерабатывается, что позволяет получать плутоний для формирования топливных загрузок вводимых быстрых реакторов.

Сценарии ввода реакторов. Для получения оценки максимального количества реакторов, которые можно ввести к 2100 г., в качестве начальных условий принимается, что

- к 2035 г. запущены реакторы типа ВВЭР общей электрической мощностью порядка 52 ГВт;
- с 2019 г. в эксплуатацию вводятся коммерческие быстрые реакторы (для быстрых реакторов используется отвальный уран); к 2035 г. запущены быстрые реакторы общей электрической мощностью порядка 10 ГВт;
- в 2050 г. – 60 ГВт на ВВЭР и ввод новых реакторов на тепловых нейтронах прекращается; суммарная мощность работающих ВВЭР составляет в 2100 г. около 5 ГВт;
- с 2051 г. наращивание мощностей АЭ производится только за счет избыточной наработки плутония в БР, где ввод новых быстрых реакторов определяется балансом плутония на складе, т.е. ввод быстрых реакторов производится с максимально допустимым темпом по мере накопления выделенного плутония;
- рассмотрение сценария проводится до 2100 г.

Сценарий переработки ОЯТ. Без привязки к какой-либо определенной технологии переработки предполагается, что выгружаемое из реакторов топливо находится три года во внутриреакторных хранилищах и бассейнах выдержки, после чего поступает в хранилища, откуда уходит на переработку:

- с 1977 г. начинается переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-440 на заводе РТ-1 с производительностью по плутонию 1 т/г.;
- с 2016 г. начинается поступление плутония на склад из переработанного ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на ОДЦ ГХК производительностью по плутонию 2 т/г.;
- с 2023 г. начинается переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на заводе РТ-2 с максимальной производительностью по плутонию 15 т/г.;
- переработка ОЯТ работающих быстрых реакторов начинается в 2035 г. и произ-

водится без задержки после выгрузки из бассейна выдержки, а практически весь выделяемый плутоний идет на подпитку работающих БР и запуск новых.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ И ИХ АНАЛИЗ

В ходе исследований было проведено две серии расчетов: исследование зависимости количества введенных реакторов от положения верхней границы коридора и сравнение моделей с «жесткими» и «динамическими» границами.

Исследование зависимости количества введенных реакторов от положения верхней границы коридора

Исследования проводились для модели с «жесткими» границами для ширины коридора, равной пяти тоннам.

Были рассмотрены случаи с различными верхними границами: 200, 100, 60, 30 и 15 тонн. Зависимость количества плутония на складе от выбора величины верхней границы приведена на рис. 2.

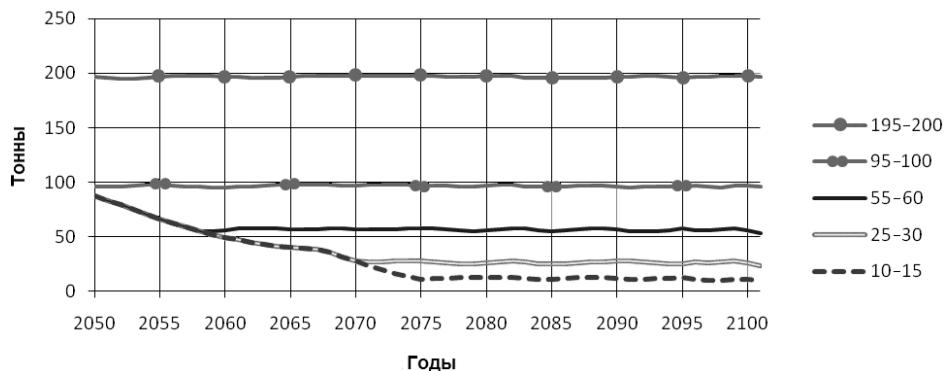


Рис. 2. Количество плутония на складе (для обозначения кривых используются значения нижней и верхней границ коридора)

Случай «10–15» с верхней границей в 15 тонн соответствует самому меньшему достигнутому страховому запасу – нижняя граница 10 тонн.

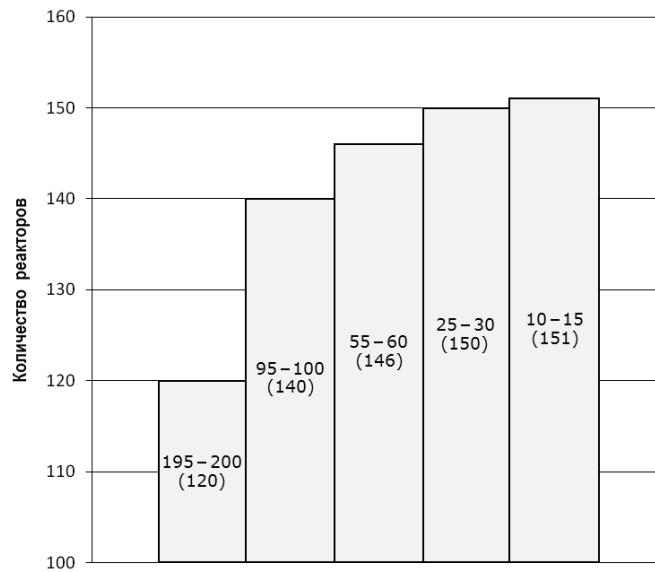


Рис. 3. Количество введенных быстрых реакторов до 2100 г. Первые два числа в диаграмме – границы коридора, число в скобках – количество введенных реакторов

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Количество введенных до 2100 г. быстрых реакторов, соответствующее различным выбранным верхним границам, показано на рис. 3.

Из рисунка 3 видно, что с понижением страхового запаса плутония со 195 до 10-ти тонн количество введенных быстрых реакторов возрастает примерно на 26%.

Соответственно, установленная мощность введенных быстрых реакторов увеличивается в 2100 г. на 37 ГВт.

Сравнение моделей с «жесткими» и с «динамическими» границами

Расчеты выполнены с нижней границей, равной 10 тоннам, при использовании модели с «динамическими» границами. На основании условия баланса плутония до 2100 г. удалось ввести 146 быстрых реакторов с установленной электрической мощностью в 2100 г. 175 ГВт.

Для модели с «жесткими» границами с нижней границей, равной 10-ти тоннам, и коридором шириной пять тонн оказалось возможным ввести 151 быстрый реактор. Установленная электрическая мощность составляет в 2100 г. 181 ГВт.

Результаты сравнения двух моделей представлены на рис. 4, 5; на рис. 4 – сравнение баланса плутония на складе для выбранных моделей.

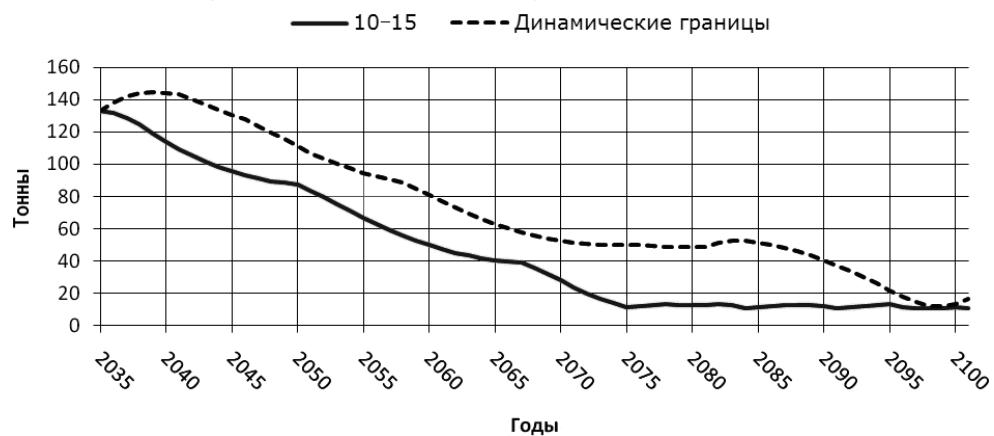


Рис. 4. Количество плутония на складе. Сплошной кривой обозначено количество плутония в рамках модели с «жесткими» границами 10–15 тонн



Рис. 5. Темп ввода реакторов. Сплошной кривой обозначено количество плутония на складе в рамках модели с «жесткими» границами 10–15 тонн

Видно, что для обеих моделей к 2100 г. уровень складского запаса близок к заданной нижней границе. Рассматривая динамику запаса во времени можно отметить, что применение модели с жесткими границами позволяет поддерживать меньший уровень плутония на складе. Достигнута величина среднего количества плутония на складе с 2035 по 2100 гг. (65 лет) для модели с «жесткими» границами – 47 тонн, для модели с «динамическими» границами – 73 тонны.

Для модели с «жесткими» границами за счет достигнутого более низкого уровня запасов удается ввести дополнительно пять реакторов. Соответственно, установленная мощность для модели с «жесткими» границами возрастает на 6 ГВт.

На рисунке 5 для рассматриваемых моделей дана зависимость темпа ввода быстрых реакторов от времени.

Как видно из рисунка, использование той или иной модели заметно влияет на характер темпа ввода реакторов, определяющий степень задействования больших мощностей, материальных и человеческих ресурсов, колоссальных капитальных затрат на строительство и ввод в эксплуатацию реакторов. Чем монотоннее будет темп ввода реакторов, тем более оптимально будут задействованы ресурсы на строительство и ввод в эксплуатацию реакторов.

ВЫВОДЫ

1. Разработана методика оптимизации управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, позволяющая на рассматриваемом интервале времени создать сценарий ввода в эксплуатацию быстрых реакторов, минимизирующий уровень запаса плутония на складе.

2. Реализация методики в составе программного комплекса CYCLE, предназначенного для математического моделирования совместной работы тепловых и быстрых реакторов в системе атомной энергетики, включая ядерно-физические характеристики топлива и его движение по предприятиям топливного цикла, позволила сделать его более оперативным инструментом математического моделирования характеристик топливных циклов.

3. Выполнено апробирование разработанной методики на примере расчета топливного цикла с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах в гипотетическом сценарии развития РАЭ. Результаты расчета подтвердили эффективность методики для разработки сценария, позволяющего получить приемлемую динамику запаса плутония на складе.

Видно, что для обеих моделей к концу расчетного периода уровень складского запаса близок к заданной нижней границе.

4. Из сравнения результатов, полученных с помощью двух моделей управления запасами, используемых в методике, можно сделать вывод, что при использовании модели с «динамическими» границами удалось сохранить монотонность темпа ввода реакторов при количестве введенных реакторов, сравнимом с количеством введенных реакторов в модели с «жесткими» границами. В то время как применение модели управления запасами с «жесткими» границами позволяет получить баланс плутония с меньшей величиной среднего запаса плутония на складе.

Литература

1. A Benchmark Study of Computer Codes for System Analysis of the Nuclear Fuel Cycle, MIT-NFC-TR-105, 2009.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

2. Boucher L. International Comparison for Transition Scenario Codes Involving COSI, DESAE, EVOLCODE, FAMILY and VISION, http://www.oecd-nea.org/pt/iectr1/documents/I-1_NEAbenchmark.pdf.
3. Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenarios Analysis Codes. Nuclear Science. NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, June 2012, <http://www.oecd-nea.org/science/docs/2012/nsn-wpfc-doc2012-16.pdf>.
4. Безопасное обращение с плутонием и его хранение, Серия докладов МАГАТЭ по безопасности № 9, ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2000.
5. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г. и др. Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 119–132.
6. Kagramanyan V.S., Poplavskaya E.V., Korobeynikov V.V. и др. Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel, Makuhari Messe, Chiba, Japan December 11–16, 2011.
7. Декусар В.М., Егоров А.Ф., Коробейников В.В. и др. Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья: Препринт ФЭИ-3213. Обнинск. 2012. 16 с.
8. Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Методика оптимизации складских запасов plutonия при замыкании ядерного топливного цикла быстрыми реакторами с переменным составом топлива: Препринт ФЭИ-3220. Обнинск. 2012. 16 с.
9. Шрайбфедер Дж. Эффективное управление запасами. – М.: Альпина Бизнес Букс, 2005.

Поступила в редакцию 05.02.2013

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОЕКТНОГО ЗНАЧЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ГРАФИТА

В.Н. Нестеров

*Физико-технический институт ФГБОУ ВПО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», г. Томск*



Приводится методика определения соответствия выработанного ресурса графита топливных блоков высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов глубине выгорания ядерного топлива. Получены аксиальные распределения локальных значений выработанного ресурса графита топливных блоков. Показано, что для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива работоспособностью графита топливных блоков необходимо снизить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из активной зоны ядерного реактора и сократить время между перегрузками ядерного топлива.

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, реакторный графит, повреждающие нейтроны, критический флюенс, выгорание топлива.

Key words: high-temperature gas-cooled nuclear reactor, reactor-grade graphite, damaging neutrons, critical flux, nuclear fuel burn-up.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Одними из претендентов среди реакторов нового поколения, удовлетворяющих требованиям развивающейся широкомасштабной атомной энергетики, являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы (ВТГР) [1–3]. Принципиальными особенностями ВТГР являются

- высокая эффективность производства электроэнергии (КПД около 50 %);
- возможность использования высокопотенциального тепла в новых технологических процессах;
- повышенная безопасность, обусловленная самозащищенностью и невозможностью плавления активной зоны при тяжелых авариях;
- эффективное использование ядерного топлива и возможность реализации различных вариантов ядерных топливных циклов (ЯТЦ) – торий-уранового, уран-плутониевого и смешанного ЯТЦ;
- снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду;
- прогнозируемая приемлемость экономических показателей в отношении стоимости электроэнергии по сравнению с альтернативными энергоисточниками.

Для высокотемпературных реакторов уровень выходных температур теплоносителя в пределах 1000–1200 К обуславливает использование графита в качестве конструкционного материала активной зоны и гелия в качестве инертного теплоносителя. Графит и гелий являются единственными возможными замедлителем и теплоносителем, в полной мере отвечающими требованиям создания высокотемпературных реакторов. К основным достоинствам гелиевого теплоносителя относятся фазовая стабильность, химическая инертность, хорошие теплофизические свойства, неактивируемость нейтронами, отсутствие вклада в баланс нейтронов, т.е. охлаждающий гелий не влияет на пространственно-энергетическое распределение нейтронов и соответственно на реактивность. Применение графита в качестве замедлителя и конструкционного материала обуславливает большую теплопроводность активной зоны и ее практическую нерасплавляемость (температура сублимации графита около 4000 К).

В настоящее время существует два направления в создании высокотемпературных реакторов, отличающихся концепцией активной зоны (АЗ). Различие основных концепций связано с использованием либо призматических топливных сборок, либо шаровых твэлов. Обе концепции характеризуются использованием графита и гелия, т.е. для обеих конструкций присущ одинаковый материальный состав активной зоны.

Таблица 1

Основные эксплуатационные параметры и характеристики различных типов ВТГР моноблочной конструкции с шаровыми твэлами [4]

Параметр (характеристика)	THTR-300	PNP-500	HTR-900	ВГ-400
Тепловая мощность, МВт	750	500	2250	1060
Высота АЗ, м	5,06 (6,60)	5,08	5,50	4,80
Радиус АЗ, м	2,80	2,80	4,90	3,20
Средняя энергонапряженность АЗ, МВт/м ³	5,07	4,00	5,42	6,83
Температура гелиевого теплоносителя вход/выход АЗ, °С (К)	250/750 (523/1023)	303/990 (576/1263)	285/700 (558/973)	350/950 (623/1223)
Давление теплоносителя, МПа	3,92	3,92	–	4,90
Число шаровых твэлов	~ 675 000	~ 675 000	–	~ 820 000
Загрузка «тяжелых металлов» в шаровой твэл, г	11,23	8,00	10,00	6,15
Обогащение свежего топлива, %	93,0	6,8	–	6,5
Выгорание топлива, МВт сут./т	–	10 ⁵	7,1·10 ⁴	7,0·10 ⁴
Диаметр твэла, см	6	6	6	6
Среднее время пребывания твэлов в АЗ, сут.	1084 за 6 циклов	–	–	365
Число поглощающих стержней в АЗ, шт.	42	54	150	55
Число поглощающих стержней в боковом отражателе, шт.	36	36	48	22

В таблице 1 приведены основные эксплуатационные параметры и характеристики ВТГР моноблочной конструкции с шаровыми твэлами [4]. Российским проектом высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с шаровыми твэлами является проект ВГ-400, разработанный ОАО «ОКБМ Африкантов» [5].

В таблице 2 представлены основные эксплуатационные параметры и характеристики ВТГР с призматическими твэлами типа газотурбинный модульный высокотемпературный гелиевый реактор (ГТ-МГР).

Таблица 2

**Основные эксплуатационные параметры и характеристики АЗ
реактора ГТ-МГР**

Параметр (характеристика)	Значение
Тепловая мощность активной зоны, МВт	600
Внутренний эквивалентный диаметр, м	2,96
Внешний эквивалентный диаметр, м	4,84
Высота активной зоны, м	7,92
Средняя удельная энергонапряженность АЗ (с учетом объема теплоносителя), МВт/м ³	6,6 (6,0)
Количество топливных колонн в активной зоне	102
Количество топливных блоков в колонне	10
Загрузка урана на топливный блок, кг	4,25
Обогащение по ²³⁵ U, %	19,9 (14 – среднее по АЗ)
Загрузка выгорающего поглотителя (естественного бора) на каждый из шести стержней в топливном блоке, г	1,13...2,25
Время между перегрузками, эфф. сут	540
Кампания топлива в активной зоне, эфф. сут	1080
Максимальное выгорание топлива, МВт сут/тU	1,4 · 10 ⁵
Максимальный запас реактивности в холодном разогретом состоянии в процессе кампании, % $\delta k/k$	12,5
Температурный эффект реактивности, % $\delta k/k$	< 4,9
Максимальная удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	< 23
Давление теплоносителя, МПа	7,07
Температура вход/выход активной зоны, °C (K)	490/850 (763/1123)
Максимально допустимая температура топлива в режиме нормальной эксплуатации без учета факторов перегрева, °C (K)	1250 (1523)
Максимально допустимая температура топлива при авариях, °C (K)	< 1600 (< 1873)
Число органов компенсации реактивности стержневого типа	54
Число каналов резервной системы компенсации реактивности	18

Исследования в области работоспособности ядерно-чистого реакторного графита показали, что его срок службы определяется значением критического флюенса повреждающих нейтронов (нейтроны с энергией выше 180 кэВ) [6]. В свою очередь значение критического флюенса определяется температурой облучения и плотностью потока сопутствующего гамма-излучения. Значения критического флюенса графита в высокотемпературной области свыше 600 К уменьшаются при увеличении температуры облучения [7]. Значение коэффициента теплопроводности графита в процессе эксплуатации снижается, приводя тем самым к росту эквивалентной температуры облучения, снижению значения критического флюенса нейтронов и срока службы графита. Расчеты показывают, что высокотемператур-

ные газоохлаждаемые реакторы, например, реактор ГТ-МГР, характеризуются достаточно высокими средними по активной зоне (АЗ) значениями плотностей потоков повреждающих нейтронов $0,5\text{--}3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$ в зависимости от типа ядерного топливного цикла, в котором эксплуатируется реакторная установка. Неравномерности тепловыделения по объему АЗ в реакторе ГТ-МГР существенны. Так, среднее значение удельного тепловыделения в АЗ составляет $6 \text{ МВт}/\text{м}^3$, а максимальное – $20 \text{ МВт}/\text{м}^3$. Таким образом, максимальное допустимое значение коэффициента неравномерности тепловыделения по объему активной зоны составляет $k_v = 3,3$. Все эти обстоятельства могут обуславливать относительно низкие локальные значения ресурса графитовых конструкций высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов.

В последнее время одними из направлений развития ядерной энергетики являются увеличение длины кампании (глубины выгорания) ядерного топлива и разработка ядерных топливных циклов нового поколения. Поэтому необходимо определить, будет ли обеспечена кампания ядерного топлива работоспособностью реакторного графита призматических топливных блоков.

Оценочные расчеты показали [8], что значение эквивалентной температуры облучения графита на эквивалентном радиусе при средней удельной энергонапряженности $6 \text{ МВт}/\text{м}^3$ составляет около 1060 К. При таком значении графит может эксплуатироваться более семи лет, следовательно, проектная кампания топлива длительностью 1080 эф. сут с запасом обеспечена работоспособностью графита. Однако при максимальном значении удельной энергонапряженности $20 \text{ МВт}/\text{м}^3$ эквивалентная температура облучения достигает 1270 К. При таком значении ресурс графита составляет около 1,5 лет. Следовательно, кампания топлива не обеспечивается работоспособностью графита.

Таким образом, в работе поставлена цель разработать методику определения соответствия выработанного ресурса графита топливных блоков реакторов ВТГР глубине выгорания ядерного топлива.

ВЛИЯНИЕ РАДИАЛЬНОГО КОЭФФИЦИЕНТА НЕРАВНОМЕРНОСТИ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ НА АКСИАЛЬНОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ВЫРАБОТАННОГО РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Исследования проводились на основании данных, приведенных в работе [9], в частности, на распределениях значений мощности энерговыделения в относительных единицах (нормированные на средние значения):

- по радиусу топливного блока (для топливных блоков, прилегающих к внутреннему отражателю, значения лежат в пределах от 0,76 до 1,84);
- по радиусу (от 0,86 до 1,29) активной зоны;
- по высоте (от 0,65 до 1,30) активной зоны (рис. 1).

Локальные значения мощности энерговыделения, представленные в относительных единицах, соответствуют локальным значениям коэффициентов неравномерности тепловыделения по радиусу топливного блока, радиусу (k_r) и высоте (k_z) активной зоны.

Циркуляция теплоносителя в активной зоне реактора ГТ-МГР осуществляется сверху вниз. В одной колонне находятся 10 топливных блоков, для расчетов активная зона по высоте также дробится на 10 участков (i – номер участка по высоте, соответствующий номеру топливного блока, $i = 1$ – верхний блок АЗ).

Зависимость плотности теплоносителя от его температуры имеет вид [10]

$$\gamma = -3,632 \ln(T) + 28,476.$$

Это соотношение получено для рабочих температур в интервале от 700 до

1200 К, погрешность определения плотности относительно экспериментальных данных не превышает 2%; T – температура теплоносителя, К.

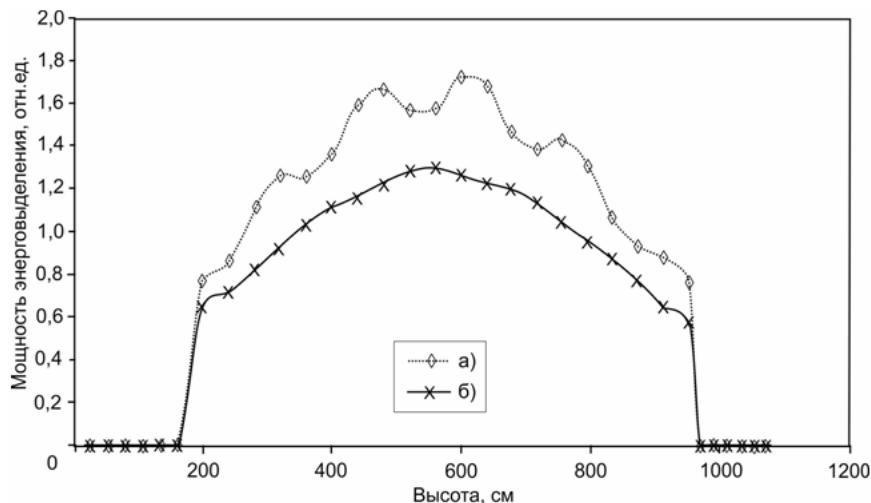


Рис. 1. Распределение мощности энерговыделения по высоте активной зоны реактора ВТГР: а) для топливного блока, прилегающего к внутреннему отражателю; б) осредненное по активной зоне [9]

На основании данных [11] получена зависимость динамической вязкости гелия от температуры

$$\mu = 2,59 \cdot 10^{-5} \ln(T) - 1,33 \cdot 10^{-4}.$$

Данное соотношение получено для рабочих температур в интервале от 470 до 1270 К, погрешность определения вязкости не превышает 5%.

Коэффициент теплопроводности свежего необлученного графита является функцией температуры облучения ($T_{\text{гр}}$), и для марки графита ГР-280 аппроксимирующее соотношение выглядит следующим образом:

$$\lambda = 84,87 - 0,0353T_{\text{гр}}.$$

Соотношение справедливо в интервале температур облучения от 800 до 1300 К.

В процессе эксплуатации графита значение его коэффициента теплопроводности сильно изменяется; таким образом, оно является функцией двух переменных: температуры облучения и флюенса повреждающих нейтронов. Для значений флюенсов повреждающих нейтронов выше $2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ получено аппроксимирующее соотношение

$$\lambda = 5,99094 \cdot 10^{61} T_{\text{гр}}^{-18,59788} F^{0,40722} \ln(T_{\text{гр}}) - 3,0315,$$

где $T_{\text{гр}}$ – температура облучения графита, К; F – флюенс повреждающих нейтронов, см^{-2} . Значение флюенса повреждающих нейтронов более $2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ в реакторах ВТГР достигается за три–шесть месяцев эксплуатации топливного блока в АЗ.

В интервале рабочих температур от 600 до 1300 К и плотности потока сопутствующего гамма-излучения $5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ зависимость значения критического флюенса от температуры облучения может быть аппроксимирована полиномом второй степени [6]:

$$F_{\text{кр}} = (3,31 \cdot 10^{-6} T_{\text{гр}}^2 - 1,0867 \cdot 10^{-2} T_{\text{гр}} + 8,6401) \cdot 10^{22}.$$

Для определения степени сохранности эксплуатационных характеристик графита топливных блоков в работе [12] введена величина «выработанный ресурс». Ресурс графита определяется значением критического флюенса $F_{\text{кр}}$

[6], принятым за 100% проектного ресурса. Значение выработанного ресурса определяется соотношением

$$BP = (F/F_{kp}) \cdot 100\%.$$

Если $BP < 100\%$, то эксплуатационные характеристики графита сохраняются. При $BP > 100\%$ следует ожидать необратимых изменений эксплуатационных характеристик, в первую очередь, формоизменения, а затем трещинообразования с сопутствующей деградацией теплофизических свойств. В результате расчетов получены аксиальные распределения значения выработанного ресурса для различных значений покассетного энерговыделения (радиального коэффициента неравномерности тепловыделения в АЗ – k_r), которые представлены рис. 2. Расчет проводился с использованием осредненной по АЗ аксиальной зависимости, представленной на рис. 1, т.е. локальное значение объемного коэффициента неравномерности для i -го участка определялось по соотношению

$$k_{vi} = k_r \cdot k_{zi}.$$

Из рисунка 2 видно, что рост значения радиального коэффициента неравномерности тепловыделения приводит к росту выработанного ресурса графита. Максимум выработанного ресурса растет и смещается к периферии АЗ по течению теплоносителя. Сравнение всех рассмотренных значений радиального коэффициента неравномерности тепловыделения для стандартной проектной загрузки (уран-плутониевый топливный цикл с обогащением свежего топлива 20% по U^{235}) показывает, что только графит топливных блоков, эксплуатирующийся при минимальном значении коэффициента неравномерности тепловыделения (0,86), способен отработать всю длительность кампании ядерного топлива без перемещения внутри активной зоны.

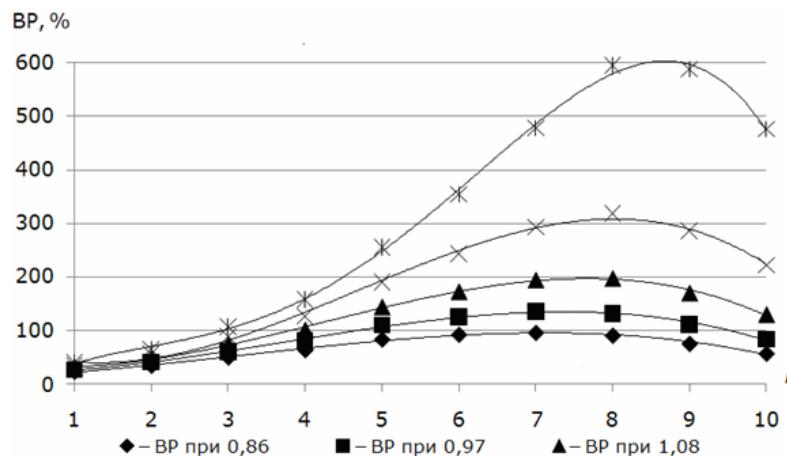


Рис. 2. Аксиальное распределение значения выработанного ресурса графита за кампанию ядерного топлива (четыре года) для различных значений радиального коэффициента неравномерности тепловыделения в АЗ

Анализ эксплуатационных параметров, влияющих на срок службы графитовых конструкций, показывает, что значение выработанного ресурса возрастает при увеличении температуры эксплуатации. Это вызвано тем, что зависимость критического флюенса является «обратной» функцией температуры облучения свыше 600 К. При фиксированной кампании ядерного топлива флюэнс повреждающих нейтронов прямо пропорционален объемному тепловыделению, если не учитывать изменение изотопного состава ядерного топлива и

выгорающего поглотителя. Поскольку температура графита возрастает по мере приближения к нижнему срезу активной зоны, то значение критического флюенса уменьшается, а выработанный ресурс возрастает. Поэтому срок службы графита топливных блоков в нижней части АЗ значительно сокращается.

Таким образом, на значение срока службы графита топливных блоков оказывают два основных эксплуатационных параметра ядерного реактора: объемное тепловыделение (q_v), характеризующее флюенс повреждающих нейтронов, и температура облучения графита, определяющая значение критического флюенса повреждающих нейтронов в графите. При этом меньшее значение объемного тепловыделения позволяет эксплуатировать графит при большей температуре и наоборот. Методика определения оптимальной температуры эксплуатации графита для обеспечения проектной глубины выгорания ядерного топлива в реакторе ГТ-МГР приведена в работе [12].

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СООТВЕТСТВИЯ ВЫРАБОТАННОГО РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ГЛУБИНЕ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Обеспечение проектного значения срока службы топливного блока работоспособностью графита не означает, что будет достигнуто проектное значение глубины выгорания ядерного топлива (150 МВт·сут/кгУ). Значение выгорания топлива, достигаемое за один год работы реактора, задавалось равным 37,5 МВт·сут/кгУ (25% от проектного значения), но оно соответствует фиксированной величине объемного тепловыделения 6 МВт/м³. Определение достигнутого значения выгорания ядерного топлива из удельного тепловыделения за год эксплуатации топливного блока проводилось по соотношению

$$Z = \frac{q_v}{q_v^6} \cdot 37,5 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгУ}} = \frac{q_v}{q_v^6} \cdot 25\%$$

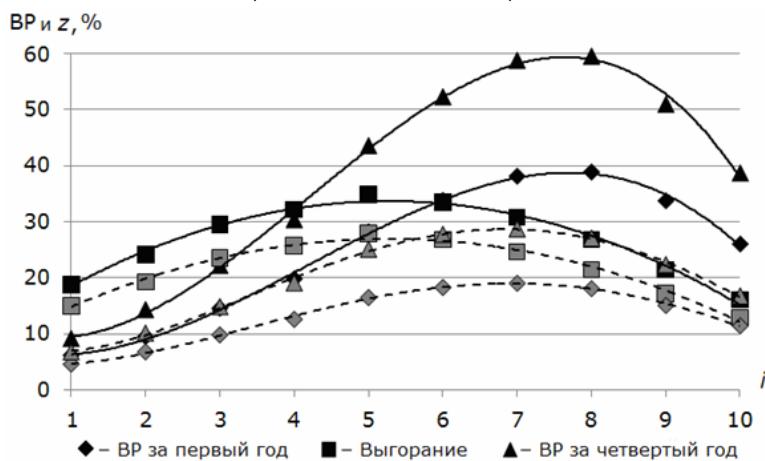


Рис. 3. Распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока: серый цвет и пунктирная линия для $k_r = 0,86$; черный цвет и сплошная линия для $k_r = 1,075$

На рисунках 3 и 4 представлены распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока при значении радиального коэффициента неравномерности от 0,86 до 1,29. Из рисунков видно, что для достаточно большой части активной зоны ресурс графитарабатывается быстрее, чем выгорает

ядерное горючее. Из 102-х топливных колонн 84 эксплуатируются при k_r от 0,86 до 1,075 и 18 топливных колонн при k_r от 1,075 до 1,29. Графит нижней части топливных колонн, эксплуатирующихся при максимальном $k_r = 1,29$, теряет свои эксплуатационные свойства менее чем за год облучения (рис. 4), а проектное время между перегрузками ядерного топлива составляет около двух лет (540 эфф. сут).

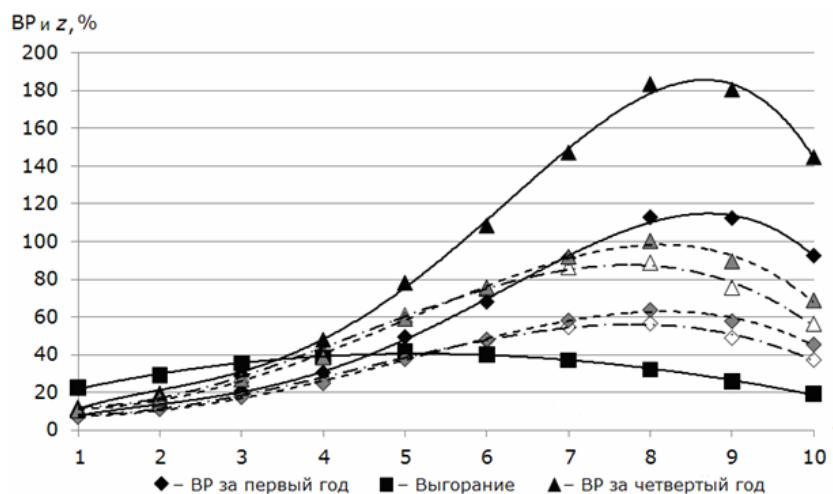


Рис. 4. Распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока для $k_r = 1,29$ (цвет маркера и тип линии относятся к значениям температур теплоносителя на входе/выходе из А3): черный цвет и сплошная линия для проектных значений температур 763/1123 К; серый цвет и пунктирная линия – 713/1073 К; белый цвет и штрихпунктирная линия – 763/1073 К

В проектном уран-плутониевом ядерном топливном цикле (ЯТЦ), когда в свежем ядерном топливе отсутствуют делящиеся изотопы плутония, в процессе облучения топлива происходит выгорание ^{235}U и наработка делящихся нуклидов плутония, что приводит к росту значения плотности потока повреждающих нейтронов [13] и, как следствие, увеличению значения выработанного ресурса за год. Поэтому на рис. 3, 4 представлены распределения выработанного ресурса графита для первого и последнего года эксплуатации топливного блока. Проектная длительность кампании ядерного топлива составляет четыре года.

Снизить значение выработанного ресурса графита нижней части активной зоны возможно, если уменьшить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из А3. На рисунке 4 дополнительно представлены результаты расчетов двух вариантов снижения температуры теплоносителя на выходе из А3 на 50 градусов (с проектного значения 1123 до 1073 К) при $k_r = 1,29$:

- увеличение расхода теплоносителя через А3 (температура входа теплоносителя в А3 сохраняется);

- уменьшение температуры входа теплоносителя в А3 (расход теплоносителя через А3 сохраняется).

В работе [9] отражается необходимость снижения среднесмешанной температуры теплоносителя на выходе из активной зоны для обеспечения допустимого уровня температур эксплуатации ядерного топлива.

Видно, что первый вариант более предпочтителен для «проблемной» нижней части активной зоны, так как снижение температуры теплоносителя на входе в А3 приводит к снижению выработанного ресурса графита в верхней

части АЗ, а нижняя часть эксплуатируется при более высокой температуре теплоносителя по сравнению с первым вариантом. К тому же, увеличение расхода теплоносителя улучшает теплоотвод от графита и снижает его температуру облучения.

Таким образом, снижение температуры теплоносителя на выходе из АЗ на 50 К позволит обеспечить эксплуатацию топливного блока в течение одного года при $k_r = 1,29$ работоспособностью графита. На следующие три года кампании данные топливные блоки можно разместить в верхней части АЗ в топливных колоннах, эксплуатирующихся при минимальном $k_r = 0,86$, это позволит достичь глубины выгорания около 75% от проектного значения 150 МВт·с/т/кгУ. Все это говорит о необходимости сокращения времени между перегрузками ядерного топлива с двух лет (540 эф. сут) до одного года (270 эф. сут).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показывают, что для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива работоспособностью графита топливных блоков необходимо

- снизить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из активной зоны ядерного реактора;
- сократить время между перегрузками ядерного топлива.

Показано, что снижение температуры теплоносителя на выходе из АЗ на 50 К и сокращение времени между перегрузками ядерного топлива до одного года позволит достигать значений глубины выгорания ядерного топлива около 75% от проектного значения. Необходимо отметить, что с точки зрения работоспособности графита можно реализовать такую схему перемещения топливных блоков внутри активной зоны, что некоторая их часть может достигать значений глубин выгорания больше проектного значения. Для реализации такой схемы необходимо дополнительно провести исследования вариантов совместных хранения и переработки облученных топливных блоков с меньшим и большим значениями глубины выгорания с целью обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Литература

1. Бронников В.А. ЯЭУ на основе модуля газовая турбина - реактор с гелиевым (GT-MHR) теплоносителем // Атомная техника за рубежом, 2003. – Вып. 6. – С. 20–22.
2. Бронников В.А. Исследования в области высокотемпературных реакторов с газовым теплоносителем // Атомная техника за рубежом, 2005. – Вып. 10. – С. 8–14.
3. Преображенская Л.Б. Концепции и проекты высокотемпературных реакторов // Атомная техника за рубежом, 2010. – Вып. 12. – С. 3–16.
4. Долгополов С.Ю., Ломов И.В., Шаманин И.В. Введение в ядерно-водородную энергетику: Учебное пособие. – Томск: ТМЛ-Пресс, 2008. – 186 с.
5. Евсеев В.И., Карпов В.А., Соболев А.М. и др. Обоснование выбора физических характеристик реактора ВГ-400 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Атомно-водородная энергетика и технология. 1982. – Вып. 1(11). – С. 38–40.
6. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК // Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325–329.
7. Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. – 2001. – № 2. – С. 44–52.
8. Бойко В.И., Гаврилов П.М., Кошелев Ф.П. и др. Оценка ресурса графита топливных блоков реактора ГТ-МГР // Известия ТПУ. – Том 308. – № 5. – 2005. – С. 81–85.

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

9. Седов А.А., Фролов А.А. Расчетное исследование влияния некоторых систематических факторов на температуры топлива в сверхвысокотемпературном газовом реакторе с призматическими ТВС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2010. – №3. – С. 80–90.
10. Термодинамические свойства гелия / В.В. Сычев, А.А. Вассерман, А.Д. Козлов и др. ГСССД. – М.: Изд-во стандартов, 1984. – 320 с.
11. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука. 1972. – 721 с.
12. Головацкий А.В., Несторов В.Н., Шаманин И.В. Оптимальная температура эксплуатации графита для обеспечения проектной глубины выгорания ядерного топлива в реакторе ГТ-МГР // Известия Томского политехнического университета. – 2011. – Т. 319 – №. 2 – С. 71–76.
13. Головацкий А.В., Несторов В.Н., Шаманин И.В. Влияние состава и выгорания ядерного топлива на действующее значение плотности потока повреждающих нейтронов в реакторе ГТ-МГР // Известия Томского политехнического университета, 2010. – Т. 316, – № 4. – С. 14–18.

Поступила в редакцию 18.12.2012

УПРАВЛЕНИЕ ТЕРРИТОРИЯМИ НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА РИСКОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНОЙ ГИС ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ

В.И. Диденко, Б.И. Яцало, С.В. Грициюк, О.А. Мирзебасов,
И.А. Пичугина

ИАТЭНИЯ МИФИ, г. Обнинск



Описывается система поддержки принятия решений (СППР) DECERNS (Decision Evaluation in Complex Risk Network Systems), предназначенная для многоокритериального анализа широкого круга пространственно распределенных альтернатив в рамках управления рисками, в том числе планирования (управления) землепользованием. Представлено описание методов и средств, реализованных в рамках DECERNS, а также применение разработанной системы для решения конкретной задачи управления рисками (выбора систем защитных мероприятий) на радиоактивно загрязненной в результате Чернобыльской аварии территории.

Ключевые слова: радиоактивно загрязненные территории, пространственная система поддержки принятия решений, веб-СППР, ГИС, многоокритериальный анализ решений, управление рисками, управление защитными мероприятиями.

Key words: radioactively contaminated territories, Spatial Decision Support Systems, WebSDSS, GIS, Multi-Criteria Decision Analysis, risk management, countermeasure optimization.

ВВЕДЕНИЕ

При современном подходе к планированию землепользования, охране окружающей среды и защите населения на техногенно (радиоактивно) загрязненных территориях требуется проведение комплексного анализа не только экономических, но и целого ряда технологических, экологических, радиоэкологических, социальных и других критериев в рамках устойчивого развития региона. Эффективное решение такого рода задач невозможно без использования ГИС-технологий, а также методов и средств поддержки принятия решений (ППР) [1–5]. Использование соответствующих классу задач систем ППР (СППР; DSS – decision support system) способствует последовательному, воспроизводимому и эффективному решению задач в рамках индивидуального или группового анализа решений [2–6].

Системы поддержки принятия пространственных решений (далее ПСППР; Spatial DSS, SDSS) представляют собой СППР для анализа слабоструктурированных пространственных задач [7–10]. Принимая во внимание то, что большинство такого рода задач являются многоокритериальными по своей сути, ПСППР представляют собой, как правило, интеграцию ГИС-функций и методов многоокритериального

анализа решений (МКАР) [10–14].

Обзор ПСППР и примеры их использования для решения различных задач анализа пространственных альтернатив представлены в работах [2, 14, 15].

Среди ПСППР, направленных на решение задач анализа защитных мероприятий (контрмер) на радиоактивно загрязненных территориях, можно выделить прежде всего следующие системы:

– RODOS – система анализа и управления поставарийной ситуацией в острый и долгосрочный периоды ликвидации последствий ядерных аварий на ПЯТЦ [16–18]; ряд компьютерных систем общего плана для анализа некоторых реабилитационных мероприятий на радиоактивно загрязненных территориях [18–20];

– PRANA – система поддержки сети мониторинга и управления защитными мероприятиями в агросфере Брянской области, наиболее загрязненной после Чернобыльской аварии территории РФ [4, 21–26].

В данной работе представлено краткое описание ПСППР DECERNS и ее практическое использование для решения многокритериальной задачи управления радиоактивно загрязненными территориями на примере оптимизации структуры защитных мероприятий.

СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ DECERNS

DECERNS представляет собой веб-ПСППР (пространственную СППР), интегрирующую основные функции геоинформационных систем (ГИС) для анализа и представления пространственных данных (карт), модели многокритериального анализа решений (МКАР), а также целый ряд компьютерных средств поддержки принятия решений (ППР). Особенностью веб-СППР DECERNS является возможность интеграции моделей для оценки показателей рисков и других критериев, используемых в процессе ППР. Программный интерфейс приложения интегрирует три основные подсистемы DECERNS: ГИС, средства МКАР, а также математические модели (если они добавлены пользователями системы для решения конкретных задач).

ГИС-подсистема

В рамках данной подсистемы реализованы следующие ГИС-функции, использование которых достаточно для решения большинства прикладных задач охраны окружающей среды и планирования землепользования:

- визуализация и раскраска многослойных векторных и растровых карт;
- создание и редактирование легенд;
- суммирование и панорамирование карт;
- измерения длин и площадей;
- реализация запросов к используемым базам данных атрибутивной информации;
- создание буферных зон для выделенных объектов заданного слоя;
- реализация процедур наложения (оверлея), включая объединение, пересечение и вычитание картографических слоев;
- растеризация и скалярные операции над растровыми слоями.

Методы и средства многокритериального анализа решений

Ключевым компонентом DECERNS является подсистема МКАР. Методы МКАР представляют собой систематизированную процедуру анализа множества альтернатив с использованием нескольких критериев с целью преодоления ограничений неструктурированного индивидуального или группового принятия решений [27].

В рамках DECERNS реализованы все наиболее известные и востребованные для решения научно-практических задач дискретные модели МКАР (детальное описание методов приведено, например, в [27–31]): MAVT, MAUT, AHP, TOPSIS,

PROMETHEE. Для учета и анализа неопределенностей в систему включены оригинальные методы ProMAA (Probabilistic Multi-criteria Acceptability Analysis), в рамках которых могут использоваться вероятностные характеристики критериев и весовых коэффициентов, а также метод FMAA (Fuzzy MAA) с возможностью использования нечетких значений критериев и весов [30].

При реализации методов МКАР в DECERNS используются следующие средства ППР:

- создание и редактирование дерева критериев (value tree) в процессе структуризации и выбора модели многокритериальной задачи;
- создание и редактирование таблицы характеристик критериев и альтернатив (performance table);
- построение графиков значений критериев для рассматриваемых альтернатив (value path) и графиков разброса значений критериев (scatter plot);
- анализ чувствительности (представлен средствами оценки влияния изменения весовых коэффициентов, а также влияния изменения функций ценности (полезности) на ранжирование (выбор) альтернатив).

Поддержка принятия пространственных решений

МКАР- и ГИС-подсистемы DECERNS могут работать совместно в рамках интегрированной ПСПР или независимо как автономные системы при выборе соответствующих опций пользователями. Интерфейс пользователя позволяет активировать все основные функции DECERNS, которые необходимы для многокритериального анализа пространственных альтернатив. При решении соответствующих прикладных задач может быть разработан модельный блок для проведения, например, оценок показателей риска и других величин, используемых в качестве критериев в рамках соответствующей многокритериальной задачи.

ПРИМЕНЕНИЕ DECERNS ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧИ УПРАВЛЕНИЯ РИСКАМИ

Рассмотрим проблему управления рисками на примере решения задачи оптимизации структуры защитных мероприятий в агросфере в рамках реабилитации радиоактивно загрязненной территории.

Общее описание задачи

Рассматривается Новозыбковский район Брянской области, наиболее загрязненный после Чернобыльской аварии район РФ (карты землепользования и загрязнения района представлены в [32, 33]). Согласно проведенным модельным оценкам (на 1998–2005 гг.), дополняющим имеющиеся данные мониторинга, средняя доза облучения местного населения превышает 1 мЗв/год (уровень реагирования) более чем в 50% НП [34, 35]. В соответствии с принятыми национальными правилами регулирования поставайных ситуаций в случае указанного превышения должны быть приняты меры по защите населения, ведущие к уменьшению доз облучения [36–39].

В рамках обсуждения с экспертами реализованных на загрязненной территории контрмер рассмотрена научно-практическая задача многокритериального анализа защитных мероприятий (систем контрмер). Целью такого анализа является выбор компромиссного решения на основе интеграции значений различных критериев с использованием методов МКАР.

Альтернативы, критерии и модели

Все предложенные экспертами защитные стратегии (альтернативы) направлены на уменьшение доз местного населения как напрямую (например, запрет на потребление местного молока), так и через уменьшение загрязнения сельскохо-

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

зяйственной продукции. В обоих случаях предлагаемые контрмеры ведут к уменьшению доз внутреннего облучения. Вклад дозы внутреннего облучения превышает 50% суммарной дозы практически в 90% сельских НП (рассматриваются средние дозы внешнего и внутреннего облучения населения для каждого НП). Контрмеры по уменьшению на больших территориях доз внешнего облучения в рамках данного исследования не рассматривались ввиду их неэффективности в долгосрочный период ликвидации последствий аварии [32].

Альтернативы. Согласно модельным оценкам, вклад молока в дозу внутреннего облучения местного населения составляет 30–70% (при отсутствии контрмер, КМ) [35]. В этой связи ряд экспертов, вовлеченных в анализ защитных стратегий, поддерживают меры по запрету потребления местного молока. Другие эксперты поддерживают применения сельскохозяйственных КМ. Такие КМ ведут к уменьшению загрязнения сельскохозяйственной продукции и последующему уменьшению доз внутреннего облучения [24, 35, 37]. Предлагаются такие КМ, как добавка ферратин-содержащих препаратов в корм КРС, а также проведение коренного улучшения пастбищ и сенокосов. Использование ферратина в корме животных ведет к уменьшению загрязнения продукции животноводства (молока и мяса); проведение коренного улучшения пастбищ (сенокосов) не только уменьшает загрязнения травы (сена), но и существенно повышает агроэкологические характеристики окультуренных земельных участков [32, 38, 39].

Экспертами рассматривались следующие шесть альтернатив (защитных стратегий) в рамках реабилитации радиоактивно загрязненной территории Новозыбковского района:

A_0 : никакие КМ на загрязненной территории не проводятся (отсутствие вмешательства);

A_1 : запрет на потребление местного молока в тех НП, где модельные оценки среднего загрязнения молока (в пастбищный период или в среднем за год) превышают установленный норматив (ВДУ, 100 Бк/кг) [37];

A_2 : применение коренного улучшения пастбищ и сенокосов (за исключением заливных лугов) в зоне загрязнения выше 5 Ки/км² (консервативный подход к реализации КМ в агросфере);

A_3 : применение коренного улучшения на тех пастбищах (сенокосах) за исключением заливных лугов при потреблении травы (сена), с которых модельная оценка загрязнения молока превышает установленный норматив;

A_4 : применения ферратина (для молочного КРС), если модельная оценка загрязнения молока с используемых пастбищ (сенокосов) превышает установленный норматив;

A_5 : применение коренного улучшения для всех пастбищ (сенокосов) за исключением заливных лугов при потреблении травы (сена) с которых модельная оценка загрязнения молока превышает установленный норматив, а также использование ферратина в том случае, если загрязнение молока при использовании травы (сена) с окультуренного пастбища (сенокоса), т.е. там, где проведено коренное улучшение, все еще превышает установленный норматив.

Критерии. Указанные альтернативы оцениваются с использованием следующих критериев:

C_1 – общая стоимость реализации защитной стратегии, тыс. USD ($C_1 \rightarrow \min$);

C_2 – предотвращаемый в результате применения КМ риск, представляющий собой модельную оценку предотвращенной коллективной дозы местного населения, чел.Зв ($C_2 \rightarrow \max$);

C_3 – доля местного населения, %, проживающая в НП со средней дозой внут-

ренного облучения, превышающей 1 мЗв/год после проведения КМ ($C_3 \rightarrow \min$);

C_4 – доля молока местного производства, %, с уровнем загрязнения выше установленного норматива, 100 Бк/кг, после реализации КМ ($C_4 \rightarrow \min$);

C_5 – улучшение общей социально-экономической ситуации в регионе в результате проведения (комплекса) реабилитационных (защитных) мероприятий ($C_5 \rightarrow \max$).

Модели. Следующие модели используются в DECERNs для оценки критериев $C_1 - C_4$ при проведении анализа каждой из альтернатив: модели оценки загрязнения сельскохозяйственной продукции и даров леса; модели оценки доз внутреннего и внешнего облучения местного населения (средняя доза облучения населения в каждом НП и по региону в целом); модели оценки результатов применения систем КМ (индивидуальные и коллективные дозы после проведения КМ, предотвращенные дозы, стоимость КМ).

Указанные модели изначально были разработаны в рамках проектов PRANA [4, 5, 21–24, 35] и адаптированы к использованию в DECERNs.

Оценка многокритериальный анализ альтернатив

С использованием разработанных моделей определяются значения критериев $C_1 - C_4$ для каждой из альтернатив $A_0 - A_5$. Критерий C_5 (улучшение социально-экономической ситуации в регионе) оценивается экспертами по 10-балльной шкале на основании экспертных суждений ($C_5 = 0$ и $C_5 = 9$ – соответственно самая низкая и самая высокая оценки критерия).

Согласно проведенным модельным оценкам, загрязнение молока в рассматриваемом районе в случае отсутствия каких-либо КМ варьирует от 20 до 1000 Бк/кг; при этом средняя доза внутреннего облучения населения в НП находится в диапазоне 0.4–6.3 мЗв/г. со средней дозой 2 мЗв/г. по району в целом. В результате применения системы КМ A_5 загрязнение молока в районе находится в диапазоне 5–140 Бк/кг, а средняя доза внутреннего облучения в НП варьирует от 0.4 до 2 мЗв/г. со средней дозой по району 0.9 мЗв/г.

The screenshot shows the DECERNs software interface with the title 'Problem Structuring - DecernsSDSS - Hack'. The main window displays a 'Performance Table' with the following data:

Alternatives / Criteria	C1	C2	C3	C4	C5
A_0	0	0	68.3	80.1	1
A_1	6341	0.87	54.8	80.1	1
A_2	12272	0.91	49.5	39.6	8
A_3	9843	0.9	49.5	39.5	7
A_4	73	0.69	49.8	34.9	5
A_5	9916	1.13	36	9.1	10

Below the table, there are tabs for 'Map' and 'MCDA', and a status message 'Loading Java Applet ...'.

Рис.1. Вид расширенной матрицы (таблицы) характеристик в DECERNs: значения критериев для рассматриваемых альтернатив и весовые коэффициенты

Многокритериальный анализ альтернатив. Пять экспертов принимали участие

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

в процессе оценки критериев и последующем многокритериальном анализе альтернатив с участием специалиста в области ППР/МКАР и применении ПСППР DECERNS. На основании проведенных оценок $a_{ij} = C_j(A_i)$ составлена матрица характеристик (performance table), рис.1.

В результате обсуждения со специалистом в области ППР различных подходов к многокритериальному анализу альтернатив в качестве модели МКАР эксперты выбрали одну из наиболее востребованных – MAVT [27–29]. Эксперты согласились с выбором в качестве исходных линейных частных функций ценности $V_j(x)$ для всех критериев. Такой выбор был обоснован также тем, что эксперты могли участвовать в проведении анализа чувствительности результатов к изменению вида функций ценности (от линейной к нелинейной). Функции ценности определялись в локальной шкале значений критериев, изменяясь от 0 до 1, так что $V_j(C_{j,worst}) = 0$, $V_j(C_{j,best}) = 1$, где $C_{j,worst}$ и $C_{j,best}$ – соответственно худшее и лучшее значения критерия $C_j(A_i)$, $j = 1, \dots, 5$, на множестве альтернатив A_i , $i = 0, \dots, 5$.

Веса относительной важности критериев (коэффициенты масштабирования) определялись экспертами с участием специалиста в области ППР с использованием обоснованного для MAVT метода раскачивания (*swing*) [27]. Критерий C_4 указан экспертами как наиболее важный (с учетом диапазона изменения значений каждого критерия), поскольку регион является, в основном, сельскохозяйственным, а сельскохозяйственная продукция с загрязнением выше нормативов [37], согласно принятым требованиям ведения, не может быть использована для потребления и продажи.

В результате последовательной реализация *swing*-метода определения коэффициентов масштабирования (весов) относительной важности критериев в данной задаче было показано что $w_4 > w_3 > w_1 > w_5 > w_2$, где w_j – весовой коэффициент критерия C_j , $j = 1, \dots, 5$; определенные далее экспертами значения *swing*-коэффициентов w_j представлены на рис.1.

Интегральная ценность $V(A_i)$ альтернативы A_i определяется, согласно MAVT модели МКАР, выражением [27, 28]

$$V(A_i) = \sum w_j V_j(A_i).$$

Ранжирование альтернатив A_i основано на ранжировании значений $V(A_i)$ – чем выше интегральная ценность альтернативы, тем она предпочтительнее.

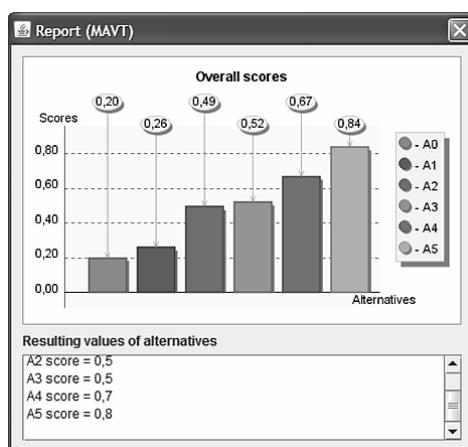


Рис. 2. Ранжирование альтернатив (MAVT)

Ранжирование исследуемых альтернатив A_i , $i = 0, \dots, 5$, представлено на рис. 2.

Согласно полученным интегральным оценкам ценностей, альтернатива A_5 может быть рассмотрена как наиболее приемлемая в рамках предложенного экспертиами структурирования многокритериальной задачи и выбора модели МКАР. Ретроспективный анализ мер по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий в Новозыбковском районе Брянской области показывает, что комбинированные мероприятия (коренное улучшение пастбищ и сенокосов, применение феррацинсодержащих препаратов в животноводстве) весьма эффективно использовались в регионе в 1990–2004 гг.

Анализ чувствительности результатов ранжирования альтернатив к изменению весовых коэффициентов w_j , $j = 1, \dots, 5$ и частных функций ценности $V_j(x)$ (от линейных к нелинейным функциям) занимал важное место в исследовании рангов альтернатив. Фрагмент такого анализа приведен на рис.3.

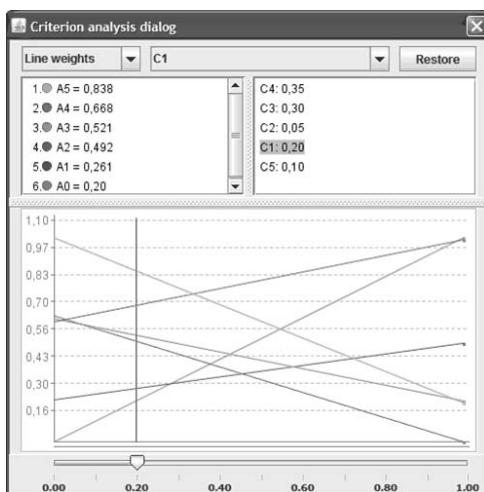


Рис. 3. Анализ чувствительности к изменению весов

На основании проведенного анализа чувствительности эксперты пришли к выводу, что несмотря на определенное превосходство альтернативы A_5 над A_4 , согласно предложенной структуре анализа многокритериальной задачи и используемой модели MAVT, различие между данными альтернативами при принятии решений по реализации систем КМ в конкретных хозяйствах региона можно рассматривать как незначительное. При этом эксперты пришли к согласию, что обоснованными будут рекомендации для ЛПР принимать во внимание доступность финансовых и материальных ресурсов в конкретный год для конкретной территории при выборе между указанными двумя альтернативами (отмечая при этом, что стоимость альтернативы A_4 существенно ниже стоимости A_5). Расширенный анализ неопределенностей выходных показателей данной задачи с использованием других методов МКАР [40] подтвердил мнение экспертов о том, что альтернатива A_4 может рассматриваться как незначительно отличающаяся от A_5 .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная пространственная система поддержки принятия решений DECERNS является оригинальной веб-ПСПР, включающей в себя три основных подсистемы: ГИС-подсистему, подсистему многокритериального анализа решений, а также подсистему интегрирования моделей (например, моделей оценки показателей рисков). Следующие особенности DECERNS подчеркивают ее отличие от других ранее разработанных систем ППР:

- DECERNS является МКАР-ориентированной ПСППР, включающей в себя базовые и ряд моделей МКАР и средств ППР, интегрированных с функциями ГИС для обработки картографических слоев и анализа пространственных данных;
- специализированные модели могут быть интегрированы в DECERNS и использованы совместно с функциональностью ГИС и ППР;
- средства DECERNS позволяют проводить всесторонний анализ широкого круга (пространственных и непространственных) многокритериальных задач;
- DECERNS является эффективно работающей СППР, написанной с использованием открытого программного обеспечения.

В работе представлен пример использования DECERNS для решения научно-практической задачи по управлению рисками на радиоактивно загрязненной территории. Показано, что использование системы позволяет эффективно оценить критерии для рассматриваемых альтернатив (систем контрмер в рамках реабилитации радиоактивно загрязненной территории) и в процессе решения задачи ППР выбрать из них компромиссную стратегию (альтернативу) с учетом значений всех рассматриваемых критериев.

Работа выполнена в рамках международного проекта МНТЦ №3549 при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ в рамках проекта ФЦП (Информатика) 14.740.11.0360.

Литература

1. Демерс М. Географические информационные системы. Основы. – М.: Дата+. 1999. – 489 с.
2. Malczewski J. (2004). GIS-based land-use suitability analysis: a critical overview. *Progress in Planning*, 62, 3–65.
3. Bardos R.P., Mariotti C., & Nortcliff S.N. (2000). A Framework and Categorisation of Decision Support Tools Used in Contaminated Land Management Across Europe. Proc. of the Intern. Confer. ConSoil-2000 (pp.169–170), Leipzig, Germany, Sept. 18-22, 2000.
4. Yatsalo B.I. Decision Support System for Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactively Contaminated Territories: PRANA approach. – Int. J. Emergency Management, Vol. 4, No. 3, 2007. PP.504–523.
5. Яцало Б.И., Демин В.Ф. Поддержка принятия решений по управлению техногенно загрязненными территориями на основе анализа риска с применением геоинформационных технологий. // Атомная энергия. Т. 93. Вып. 2, 2002. С. 128–136.
6. Balram, S. & Dragievi, S. (Eds). (2006). Collaborative Geographic Information Systems. Idea Group Publishing.
7. Simon H.A. (1960). The new science of management decisions. New York: Random House.
8. Sprague, R. H. (1980). A framework for the development of decision support systems. *Management Information Sciences Quarterly*, 4, 1-25.
9. Densham P.J., Goodchild M.F. (1989). Spatial Decision Support Systems: a research agenda. *Proceedings of GIS/LIS'89* (pp.706–716), Orlando, FL).
10. Laaribi, A., Chevallier, J.J. & Martel, J.M. (1996). A spatial decision aid: A multicriterion evaluation approach. *Computers, Environment and Urban Systems*, 20(6), 351–366.
11. Carver, S. J. (1991). Integrating multicriteria evaluation with geographical information systems. *International Journal of Geographical Information Systems*, 5(3), 321–339.
12. Chakhar, S. & Martel, J.-M. (2003). Enhancing Geographical Information Systems Capabilities with Multi-Criteria Evaluation Functions. *Journal of Geographic Information and Decision Analysis*, 7(2), 47–71.
13. Jankowski, P. (1995). Integrating geographical information systems and multiple criteria decision making methods. *International Journal of Geographical Information Systems*, 9, 251–273.
14. Malczewski, J. (2006). GIS-based multicriteria decision analysis: a survey of the literature.

- International Journal of Geographical Information Science, 20(7), 703–726.
15. Rinner, C. (2003). Web-based Spatial Decision Support: Status and Research Directions. Journal of Geographic Information and Decision Analysis, 7(1), 14–31.
16. Ehrhard, J., & Shershakov, V. (Eds.). (1996). *Real-time On-line Decision Support System (RODOS) for off-site emergency management following a nuclear accident*. Final Report, Joint Study Project No 1, European Commission, DG XII, Brussels: EUR 16533 EN.
17. Kelly, G.N. & Fraser, G. (Eds.). (1993). Decision Making Support for Off-site Emergency Management. - Radiation Protection Dosimetry, 50, No 2-4.
18. Baverstam U., Fraser G. and Kelly G.N. (Eds.). (1997). Decision Making Support for Off-site Emergency Management. - Radiation Protection Dosimetry. 73 (1-4).
19. SADA (2012), Spatial Analysis and Decision Assistance, <http://www.tiem.utk.edu/~sada/index.shtml>.
20. SMARTe (2012), Sustainable Management Approaches and Revitalization Tools - electronic, <http://www.smarte.org/smarte/home/index.xml>.
21. Yatsalo, B.I., Mirzeabassov, O.A., Okhrimenko, I.V. & Pichugina, I.A. (1997). PRANA - Decision Support System for Assessment of Countermeasure Strategy in the Long-term Period of Liquidation of the Consequences of a Nuclear Accident. – Radiation Protection Dosimetry, 73 (1-4), 291–294.
22. Яцало Б.И., Мирзеабасов О.А., Сальников Н.Л., Охрименко И.В., Пичугина И.А. Геоинформационная система анализа и оптимизации мер по реабилитации территорий в долгосрочный период ликвидации последствий ядерной аварии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 1998, № 4. С. 39–43.
23. Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I., Kulagin B. and Lisyansky B. PRANA: geo-information decision support system for protection and rehabilitation of agrosphere after nuclear accident. - J. of Hazardous Materials. 1998, v. 61(1-3). P. 381–384.
24. Yatsalo B.I., Hedemann Jensen P. and Alexakhin R.M. .Methodological Approaches to Analysis of Agricultural Countermeasures on Radioactive Contaminated Areas: Estimation of Effectiveness and Comparison of Different Alternatives. Radiat. Prot. Dosim. 1997, v. 74, No 1/2. P. 55–61.
25. Hedemann Jensen P. and Yatsalo B.I. Methodology for Determining Action Levels for Clean-up of Contaminated Urban and Agricultural Environments. - Health Phys. 75(2):120-129; 1998.
26. Яцало Б.И. Методы и алгоритмы оптимизации радиационной защиты в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2003, №3. С. 29–40.
27. Belton V., Stewart T. (2002). Multiple Criteria Decision Analysis: An Integrated Approach. Kluwer Academic Publishers.
28. Keeney R.L., Raiffa H. (1976). Decision with Multiple Objectives. J. Wiley & Sons, New York.
29. Figueira J., Greco S., Ehrgott M. (Eds.). (2005). Multiple criteria decision analysis: State of the art surveys. New York (NY): Springer.
30. Яцало Б.И., Грициук С.В., Мирзеабасов О.А., Василевская М.В. Учет неопределенностей в рамках многокритериального анализа решений с использованием концепции приемлемости. /Управление большими системами. Вып. 32. – М.: ИПУ РАН, 2011. С. 5–30.
31. Yatsalo B., Kiker G., Kim J., Bridges T., Seager T., Gardner K., Satterstrom K., Linkov I. (2007). Application of Multi-Criteria Decision Analysis Tools for Management of Contaminated Sediments. – Integrated Environmental Assessment and Management, 3(2), 223–233.
32. Karaoglu, A., Desmet, G., Kelly, G.N., & Menzel, H.G. (Eds.). (1996). The radiological consequences of the Chernobyl accident. Proc. of the first International Conference, Minsk, Belarus, 18–22 March, European Commission. ISBN 92-827-5248-8. ECSC-EC-EAEC, Brussels, Luxembourg.
33. Яцало Б.И., Мирзеабасов О.А., Пичугина И.А. и др. Геоинформационная система радиоактивно загрязненной территории Брянской области. // Вестник Российской Академии Сельхознаук. Т. 2, 2001. С. 46–47.
34. Справочник. Средние годовые эффективные дозы облучения в 2001 г. жителей населенных пунктов Российской Федерации, отнесенных к зонам радиоактивного загрязнения

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

по постановлению правительства Российской Федерации № 1582 от 18 декабря 1997 года «Об утверждении перечня населенных пунктов, находящихся в границах зон радиоактивного загрязнения вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» (для целей зонирования населенных пунктов) / Под редакцией Г.Я. Брука. – М.: Минздрав России, 2002.

35. Диденко В.И., Яцало Б.И., Брук Г.Я., Голиков В.Ю. Анализ структуры доз облучения населения радиоактивно загрязненных территорий с использованием многоуровневых адаптивных моделей оценки доз. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2004, №1. С. 54–60.

36. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. / СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России, 1999. 115 с.

37. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. СанПин 2.3.2.1078-01. – М.: Минздрав РФ, 2002. – 164 с.

38. Рекомендации по ведению сельского хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения территории в результате аварии на ЧАЭС на период 1991–1995 гг. / Под ред. Р.М. Алексахина. – М.: Госагропром СССР, 1991. 58 с.

39. Management on the implementation of countermeasures in the agriculture after a nuclear accident. Vienna: IAEA-TECDOC-745, 1994. 104 p.

40. Yatsalo B., Gritsyuk S., Didenko V., Vasilevskaya M., Mirzeabasov O., Babutski A. Land-Use Planning and Risk Management with the Use of Web-based Multi-Criteria Spatial Decision Support System DECERNS. / Proc. of the 25th Mini-EURO Conference «Uncertainty and Robustness in Planning and Decision Making, URPDM 2010». University of Coimbra, Portugal, 15–17 April, 2010. ISBN 978-989-95055-3-7. 9 p.

Поступила 22.02.2013

ГЕНЕРАТОР ^{16}N НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЬНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ 14 МЭВ

**А.В. Хрячков, П.А. Дворников, Б.В. Журавлев, С.Н. Ковтун,
Т.А. Хромылева, Н.Г. Роцин***

ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

** ООО «Инженерно-сервисный центр диагностики оборудования АЭС НИКИЭТ»,
г. Москва*

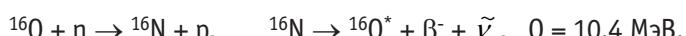


Предложен генератор ^{16}N на базе ускорительного источника 14 МэВ нейтронов для калибровки радиационных каналов контроля течи и расхода теплоносителя в трубопроводах первого контура реакторов типа ВВЭР на основе измерения активности ^{16}N .

Ключевые слова: генератор ^{16}N , радиационный метод контроля течи и расхода теплоносителя, калибровка канала контроля.

Key words: ^{16}N generator, radioactivity method of leak detection and velocity of heat-transfer, calibration of control channel

Одним из методов контроля течи и расхода теплоносителя в трубопроводах первого контура реакторов типа ВВЭР является радиационный контроль активности ^{16}N в остром паре. При прохождении теплоносителя (H_2O) через активную зону реактора происходит взаимодействие быстрых нейтронов с кислородом, приводящее к образованию ^{16}N , который распадается обратно в кислород с испусканием жестких γ - и β -излучений:



При распаде ^{16}N испускаются β -частицы с максимальной энергией 10,4 МэВ и γ -кванты распада возбужденного $^{16}\text{O}^*$ с $E_\gamma = 6,134$ МэВ (0,69 γ /распад) и $E_\gamma = 7,112$ МэВ (0,05 γ /распад) [1].

Экспозиционная доза вблизи поверхности трубы первого контура практически полностью определяется активностью ^{16}N и составляет порядка 15 Р/ч при номинальной мощности реакторной установки. При аварийной утечке воды из первого контура вся просочившаяся наружу вода практически мгновенно превращается в пар, так как температура воды составляет приблизительно 350°C. При этом атомы изотопа ^{16}N также окажутся в атмосфере помещения вблизи трубопровода, и регистрация их активности будет индикатором протечки. Регистрацию активности ^{16}N в случае течи лучше проводить по β -частицам, чтобы отсечь радиоактивность ^{16}N , связанную с теплоносителем внутри первого контура реактора.

Определение расхода теплоносителя в первом контуре реактора предполагается проводить регистрацией жесткого γ -излучения ^{16}N корреляционным методом [2].

Для того, чтобы такие системы использовались в качестве расходомеров, требуется калибровка системы детектирования ^{16}N , который является достаточно короткоживущим ($T_{1/2} = 7.11$ с) [1] и не может быть приготовлен в качестве стан-

дартного источника.

Для нейтронов со спектром, типичным для реакторов типа ВВЭР, эффективное сечение реакции $^{16}\text{O} + \text{n} \rightarrow ^{16}\text{N} + \text{p}$ составляет $\sim 0,02$ мбарн. Замена же нейtronов делительного спектра на быстрые нейтроны из реакции $\text{T(d,n)}^4\text{He}$ приводит к увеличению выхода ядер ^{16}N в несколько тысяч раз, так как при энергии нейтронов около 14 МэВ значения сечения имеют диапазон 0.04 – 0.05 барн (рис. 1). В этих условиях использование каскадного нейтронного генератора 14 МэВ нейтронов из реакции $\text{T(d,n)}^4\text{He}$ может обеспечить генерацию достаточного для калибровки количества ядер ^{16}N , так как компактные современные источники такого типа обеспечивают интенсивность $\sim 10^{10}$ н/с.

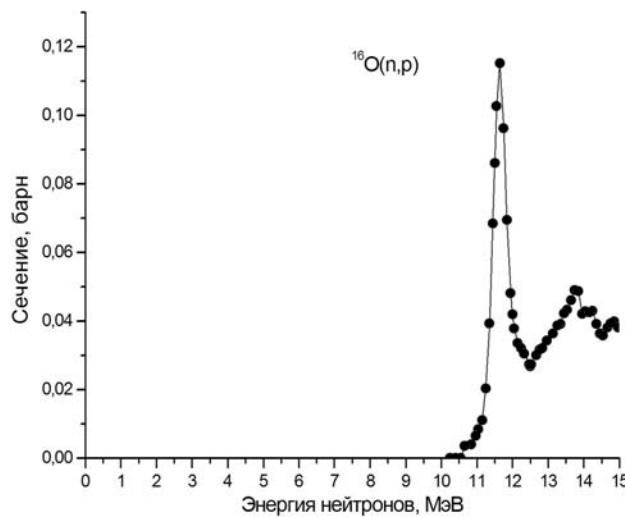


Рис.1. Сечение реакции $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ в зависимости от энергии нейтронов

Блок-схема устройства для калибровки радиационного корреляционного расходомера теплоносителя представлена на рис.2.

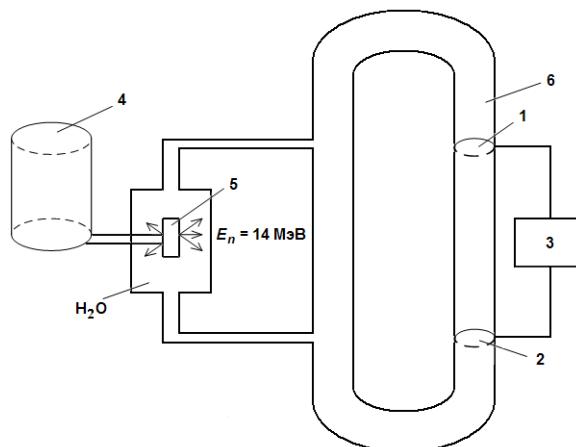


Рис. 2. Блок-схема устройства для калибровки радиационного корреляционного расходомера теплоносителя: 1,2 – детекторы γ -излучения ^{16}N ; 3 – корреляционный расходомер теплоносителя; 4 – каскадный ускоритель дейtronов с энергией 0,3 МэВ; 5 – T-Ti-мишень для производства 14 МэВ нейтронов, охлаждаемая водой; 6 – контур для прокачки облученной воды, имитирующий первый контур реактора

Использование ускорителя для калибровки систем контроля течи и измерения расхода теплоносителя по флуктуациям активности ^{16}N в первом контуре ВВЭР-1000 от-

крывает ряд преимуществ:

- при помощи нейтронного генератора 14 МэВ нейтронов можно получать достаточные для калибровки количества короткоживущего изотопа ^{16}N ;
- особенности поведения сечения образования ^{16}N приводят к тому, что ускорительный метод его генерации намного более эффективен, нежели при использовании реакторных спектров нейтронов;
- ускорительный метод позволяет создавать в потоке воды контрастные радиоактивные метки с интенсивностью, изменяющейся во времени по заданному закону, что крайне важно для испытания корреляционной системы измерения расхода по флюктуациям активности ^{16}N в первом контуре ВВЭР-1000;
- ускорительный метод позволяет проводить наладку оборудования в отсутствие реактора; с его помощью можно осуществить относительную калибровку различных устройств, основанных на регистрации излучения ^{16}N .

Статья подготовлена при выполнении Государственного контракта от 05.08.2011 №16.526.11.6006 в рамках федеральной целевой программы

Литература

1. Голашвили Т.В., Чечев В.П., Лбов А.А. Справочник нуклидов. -М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 1995, 440с.
2. Ефанов А.Д., Кебадзе Б.В., Лагутин А.А. и др. Обоснование, разработка и испытания корреляционной системы измерения расхода по флюктуациям активности ^{16}N в первом контуре ВВЭР-1000. / Труды IV Международной конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва, ВНИИАЭС, 16–17 июня 2004 г.

Поступила в редакцию 18.05.2013

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.311:621.039

Nuclear power of direct conversion in space missions of the 21-st century | Yarygin V.I.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 16 pages, 2 tables, 23 illustrations. References, 30 titles.

The short review of a current state of the scientific research and development activity in the field of creation of the space nuclear power plants (SNPP) submegawatt and megawatt class with thermoelectric and thermionic converters the thermal energy to electric for transport power modules and interorbital tows is submitted. The analysis of the main results received at the creation of SNPP of the first generation (SNAP-10A, BUK, TOPAZ) is carried out and the main tasks and problems of the development of SNPP of the second generation are covered.

Topical issues of the use of SNPP and nuclear power propulsion systems for space exploration and the comparison of the characteristics of SNPP of direct and machine conversion of energy are considered.

УДК 621.039

The simulation of the process of sodium freezing in the tubes for the optimization of fast breeder reactor units maintenance | Tashlykov O.L., Naumov A.A. Sheklein S.E.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 5 illustrations. References, 8 titles.

The peculiarities of the repair works of the fast breeder reactor NPP sodium systems are considered. The requirements for the sodium melting exclusion inside the equipment and piping during their opening and repair are given. The results of the sodium cooling process simulation with SolidWorks software are given. The advantages of quick-mounting (quick-detachable) device for sodium freezing by works execution at radioactive sodium systems are shown.

УДК 621.039

The choice of locking medium of the shaft seal of main circulation pumps reactor facility with lead and lead-bismuth coolants | Beznosov A.V., Novinsky E.G., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 1 tables, 3 illustrations. References, 4 titles.

The paper discusses possible applications of locking media: oil, or high purity water in a rotating shaft seal system main circulation pumps (MCP) of the main circuit with fast reactors cooled by lead and lead-bismuth coolant. The analysis was performed based on the need to optimize the operating parameters of the seal and bearing in mind the possible impact of the medium on the locking performance characteristics of the reactor circuit, as in normal operation and in case of emergency admission of significant amounts of oil or condensate water from the rotating shaft seal system MCP to the reactor circuit.

УДК 621.039.534

Research processes and devices hydrogen purification applied to the circulation loop with the heavy liquid metal coolants | Ulyanov V.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Fomin A.S., Telyakov U.A.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 4 illustrations. References, 4 titles.

The article deals with the problem of pollution circulation circuits with heavy liquid metal coolant slag deposits on the basis of lead oxide. As a solution to the above problem, the method of purification of hydrogen, comprising administering a mixture of Ar-H₂O-H₂ directly into the flow of the circulating heavy liquid metal coolant. As the device is used for hydrogen purification proposed mechanical (disk design) gas disperser. A program of its method of testing conducted hydrogen purification circulation loop stand TT-2M with gas disperser. Based on these results the gas disperser can be recommended not only for research stands, but also for the first contours of promising reactors with heavy liquid metal coolant.

УДК 620.9+544(075)

The study of hydrogen generation in the interaction of aluminum with aqueous solutions | Milinchuk V.K.,

Belozero V.I., Shilina A.S., Ananieva O.A., Kunizina T.E., Gordienko A.B.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 8 pages, 5 illustrations. References, 10 titles.

The paper presents the results of research on hydrogen generation in heterogeneous compositions containing aluminum, liquid sodium glass, crystalline sodium metasilicate and water of varying salinity. Found that silicon reagents remove the passivation oxide coating on the surface of aluminum and its translation into an activated state, effectively decompose water into hydrogen. Chemical decomposition into hydrogen efficiently are aqueous solutions with varying degrees of mineralization. The process of generating hydrogen is carried out at low temperatures and atmospheric pressure at high speed and theoretically limiting the release of hydrogen H_2 0.12 kg / 1 kg of Al. The study of chemical processes of decomposition and removal of surface oxide films and the generation of hydrogen from restoration water by reactor metallic materials is one of the tasks of hydrogen safety for nuclear power plants.

УДК 621.039.586.001.57

Application of computer codes RELAP\SCDAP and MELCOR for the analysis of management of WWER-1000 accidents | Samokhin D.S., Chuklin A.A.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 10 pages, 4 tables, 5 illustrations. References, 7 titles.

The article describes the problem of shortage of significant information about the processes occurring in a nuclear reactor during heavy failure, about parameters of these processes, and as consequence, absence of optimum actions for management of heavy failures. The article gives a description of power plants, performed with the code MELCOR. There is compares the results of calculations of WWER-1000 severe accidents generated by means computer codes MELCOR and RELAP/SCDAP.

УДК 621.039.586: 536.42

About the Nature of the course of BN Reactor beyond Design Accidents under post-accident Core Materials Relocation | Vlasichev G.N.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 7 pages, 3 illustrations. References, 22 titles.

In the safety analysis of BN reactor accepted division of beyond design accident into four stages: initial, transitional, post-accident material relocation and post-accident heat removal. Formed in transitional stage as a result of the molten cladding relocation and solidification initial steel blockages of channels for a while impede the flow down of liquid fuel and form a solid foundation for the pool. To move the fuel in channels it is required at first a melting of blockages. After reactor shutdown it is possible in the case of insufficient heat to the surrounding fuel assemblies. Under melt-through of blockage the melt will be flow into the channels between the yet solid parts of the fuel rods at some length, it hardens there and again forms a layer of blockages. As a result, the process of heat-generating mass moving will be not smooth, and the intermittent nature and will consist of repeating phases: melt-through of blockages layer, leaking of melt at some length and solidification, the melting of the next layer, etc.

УДК 620.172.251.222

Mechanical properties of E110 alloy at temperature range up to 1273K | Izmalkov I.N., Loshmanov L.P., Kostyukhina A.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 7 pages, 4 illustrations. References, 22 titles.

E110 alloy is one of the main structural materials of VVER type reactor core. The effect of temperature up to 1273 K and strain rate on the mechanical properties of the E110alloy have been studied. The ring samplesmanufactured from VVER fuel rod cladding was tested. Tests have been conducted in the air and in a vacuum. As a result the strength and ductility properties of E110the alloy have been developed.

УДК 621.039.54

Hybrid technique for shielding calculations on basis of CADIS | Suslov I. R., Lyamcev I.A., Chernov S.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 3 illustrations. References, 20 titles.

Presented a hybrid technique for shielding calculation that uses continuous energy Monte Carlo

with the weight windows generated with the method of characteristics. Technique proposed implements CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) scheme and includes solving the adjoint multigroup problem with characteristics code MCCG3D to generate the space-energy weight windows for the Monte-Carlo calculation. A general structure of the technique for use in design calculation is described. Presented numerical results confirm the high efficiency and accuracy of the proposed hybrid technique. The advantages of using the method of characteristics in the CADIS scheme are discussed.

УДК 519.6:621.039.5

Space-time calculation of transient processes in fast reactors | Ginkin V.P., Troyanova N.M.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 8 pages, 7 illustrations. References, 4 titles.

Algorithms of 3-D neutron physics simulating for fast transient abnormal conditions in BN-type reactors core were developed in the GVA code. A quasi-static approximation is used for the solution of non-stationary equation of reactor physics. This approach divides the original equation onto the system of two equations: for calculating of the amplitude factor, which is quickly changed during the time and does not depend on spatial coordinates, and form-function, which depends on spatial coordinates and is slightly changed during the time. The results of test simulating in flow rate stop conditions and in self-movement of control rods conditions are demonstrated.

УДК 537.58:539.321.9

The physical phenomenon of emission of electrons in metals under the action of ultrasound | Trofimov A.I.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 5 illustrations. References, 9 titles.

A theoretical and experimental study of a new physical phenomenon – the emission of electrons in metals under the influence of ultrasound. Shows the analogy mechanisms to increase the internal energy in metals by heating and effect of ultrasound. The substantiation of a possible rise in the emissivity of the emitter thermionic converters.

УДК 621.039.052

Numerical and experimental investigations of thermalhydraulic characteristics for fast reactor vessels on integral model SARH in different operation regimes | Zaryugin D.G., Kalyakin S.G., Leskin S.T., Opanasenko A.N., Sorokin A.P.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 9 pages, 8 illustrations. References, 4 titles.

Features of the stratified flows on examples of reactors on fast neutrons, possibility of their scale modelling are considered. Some results of experimental and numerical researches in mixing chambers and pipelines are presented. It is underlined necessity of the account of the stratification phenomena at a substantiation of reliability, safety, periods of operation for various nuclear power plants.

УДК 621.039.517

Simulation of loop test conditions for the modified SM reactor fuel rods and test results in justification of their performance | Starkov V.A., Fedoseev V.E., Shishin V.Yu.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 9 pages, 1 table, 9 illustrations. References, 9 titles.

Irradiation conditions were simulated to test pilot modified fuel rods of the SM reactor under middle (10MW/m²) and maximal (up to 15MW/m²) thermal load. Some post-irradiation results are presented. A conclusion was made about the performance of the pilot SM fuel rods with the U content increased by 20%. A comparative analysis of both test conditions and material tests of the SM fuel rods was performed. The material tests results were used as a basis to propose and justify a phenomenological model of fuel rods swelling.

УДК 621.039.519

Tests of experimental low neutron poisoning fuel assemblies in reactor SM | Klinov A.V., Kalinina N.K., Marikhin N.Yu., Pimenov V.V., Petelin A.L., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) Obninsk, 2013. 9 pages, 6 tables, 6 illustrations. References, 12 titles.

The paper presents the heat rate distribution, thermal flux density and burnup for the experimental

fuel assemblies (EFAs) containing low neutron poisoning fuel rods evaluated both experimentally and by calculated simulation of their operation in the SM reactor loop facility. The EFAs thermo-physical parameters are considered. The key controlled test parameters are presented. All EFAs with low neutron poisoning fuel rods have been successfully tested; they preserved their performance under heat rate, thermal load and burnup typical for the operating conditions in the modernized SM core.

УДК 621.039

Optimization of plutonium stores for closed fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors | Moseev P.A., Korobeinikov V.V., Moseev A.L.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) Obninsk, 2013. 10 pages, 8 illustrations. References, 9 titles.

In this work the algorithm for supplies plutonium minimization is described. That algorithm is needed for nuclear power scenarios modeling. As an example the test calculations for scenario of development Russia nuclear power on the basis of thermal and fast reactors are given. This algorithm can be used for nuclear power scenarios modeling in case when the nuclide composition of loaded uranium-plutonium fuel in fast reactors are unknown in advance.

УДК 621.039.531

Ensuring of the design value of fuel burnup in high-temperature gas-cooled reactor with operability graphite | Nesterov V.N.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) Obninsk, 2013. 10 pages, 2 tables, 4 illustrations. References, 13 titles.

This paper describes a method of determining compliance of exhausted graphite's resource of fuel blocks in high temperature gas-cooled reactor with fuel burnup. Obtained axial distribution of local values of exhausted resource of graphite of fuel blocks. It is shown that for ensuring of the design value for burnup fuel with operability graphite fuel blocks is need to reduce the average mixed temperature of helium coolant leaving the reactor core and reduce the time between congestion nuclear fuel.

УДК 503.2:504.064

Environmental risk management with the use of multi-criteria GIS for decision-making support | Didenko V.I., Yatsalo B.I., Gritsyuk S.V., Mirzeabasov O.A., Pichugina I.A.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) Obninsk, 2013. 10 pages, 3 illustrations. References, 40 titles.

Environmental risk-based land management requires implementation of tools for spatial information analysis, problem-oriented models for assessment of risk values, and computer systems for decision-making support. A new Decision Support System (DSS) DECERNS (Decision Evaluation in Complex Risk Network Systems) has been developed to address this class of problems. DECERNS is a web-based Spatial DSS (WebSDSS) for multi-criteria analysis of a wide range of spatially-distributed alternatives within the problems on risk management and land-use planning. This paper provides a brief overview of methods and tools used in DECERNS; application of DECERNS for a case study on multi-criteria risk management for contaminated land resulting from Chernobyl is presented.

УДК 621.039.56

The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutrons accelerator source | Khryachkov A.V., Dvornikov P.A., Zhuravlev B.V., Kovtun S.N., Khromyleva T.A., Roschin N.G.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) Obninsk, 2013. 3 pages, 2 illustrations. References, 2 titles.

The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutron accelerator source for calibration of leak detection and velocity of heat-transfer radiation channels in first contour of WWR nuclear reactor on base of ^{16}N activity measurement is suggested.

НАШИ АВТОРЫ

- Ананьева О.А.** – Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Безносов А.В.** – д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Белозеров В.И.** – к.т.н., доцент, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Боков П.А.** – аспирант, Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Бокова Татьяна Александровна** – к.т.н., доцент, Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Власичев Г.Н.** – к.т.н., доцент, с.н.с., Институт ядерной энергетики и технической физики Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Гинкин В.П.** – д.ф.-м.н., советник директора, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Гордиенко А.Б.** – Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Грицюк С.В.** – к.т.н., Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Гулевский В.А.** – к.т.н., в.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Дворников П.А.** – к.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Диденко В.И.** – Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Журавлев Б.В.** – д.ф.-м.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Зарюгин Д.Г.** – к.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Измалков И.Н.** – ОАО “Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. А.А. Бочвара”, г. Москва.”
- Калинина Н.К.** – с.н.с., ОАО ГНЦ НИИАР, г. Димитровград.
- Калякин С.Г.** – д.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Клинов А.В.** – к.ф.-м.н., ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
- Ковтун С.Н.** – к.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Коробейников В.В.** – д.ф.-м.н., профессор, гл.н.с. отдела, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Костюхина А.В.** – аспирант, Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, г. Москва.
- Куницына Т.Е.** – Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Лескин С.Т.** – д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Лошманов Л.П.** – к.т.н., доцент, Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, г. Москва.
- Львов А.В.** – аспирант, Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Лямцев И.А.** – аспирант, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Марихин Н.Ю.** – к.ф.-м.н., с.н.с., ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
- Мартынов П.Н.** – д.т.н., зам. ген. директора, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Милинчук В.К.** – д.х.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Мирзебасов О.А.** – к.т.н., доцент, Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Мосеев А.Л.** – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Мосеев П.А.** – аспирант, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Наумов А.А.** – студент, ФГАОУ ВПО Уральский федеральный университет им. Первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург.
- Нестеров В.Н.** – к.т.н., доцент, Физико-технический институт ФГБОУ ВПО “Национальный исследовательский Томский политехнический университет”, г. Томск.
- Новинский Э.Г.** – д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород.
- Опанасенко А.Н.** – к.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
- Петелин А.Л.** – гл. инженер, ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
- Пименов В.В.** – к.т.н., начальник лаборатории, ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
- Пичугина И.А.** – Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
- Рощин Н.Г.** – к.т.н., ООО “Инженерно-сервисный центр диагностики оборудования АЭС НИКИЭТ”, г. Москва

Самохин Д.С. – Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
Сорокин А.П. – д.т.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Старков В.А. – к.т.н., доцент, ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
Суслов И. Р. – к.ф.-м.н, в.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Ташлыков О.Л. – к.т.н., доцент, ФГАОУ ВПО Уральский федеральный университет им. Первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург.
Тепляков Ю.А. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Трофимов А.И. – д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
Троянова Н.М. – советник ректора, Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, г. Москва.
Ульянов В.В. – к.т.н., в.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Федосеев В.Е. – с.н.с., ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
Фомин А.С. – м.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Хромылева Т.А. – инженер, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Хрячков А.В. – д.ф.-м.н., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Чернов С.В. – с.н.с., ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Чуклин А.А. – Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности. Севастопольское отделение научно-технической поддержки ОП НТЦ НАЭК “Энергоатом”, г. Севастополь.
Шилина А.С. – Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.
Шишин В.Ю. – к.т.н., начальник отдела, ОАО “ГНЦ НИИАР”, г. Димитровград.
Щекlein С.Е. – д.т.н., профессор, ФГАОУ ВПО “Уральский федеральный университет им. Первого Президента России Б.Н. Ельцина”, г. Екатеринбург.
Ярыгин В.И. – д.т.н., профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.
Яцало Б.И. – д.т.н., Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск.

OUR AUTHORS

Ananieva O.A. – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
Belozerov V.I. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
Beznosov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
Bokov P.A. – Postgraduate student, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
Bokova T.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
Chernov S.V. – Senior Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Chuklin A.A. – Sevastopol National University of Nuclear Energy and Industry, Sevastopol branch of Scientific Technical Centre of National Nuclear Energy Generating Company of Ukraine, “Energoatom”.
Didenko V.I. – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
Dvornikov P.A. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Division, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Fedoseev V.E. – Senior Researcher, JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad.
Fomin A.S. – Junior Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Ginkin V.P. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Adviser to Director, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Gordienko A.B. – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
Gritsyuk S.V. – Cand. Sci. (Engineering), Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
Gulevsky V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Izmalkov I.N. – Team leader, JSC A.A. Bochvar High Technologic Research Institute for Inorganic Materials, Moscow.
Kalinina N.K. – Senior Researcher, JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad.
Kalyakin S.G. – Dr. Sci. (Engineering), SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Khromyleva T.A. – Engineer, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
Khryachkov A.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Head of Division, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.

- Klinov A.V.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Korobeinikov V.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Principal Scientist of Department, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Kostyukhina A.V.** – Postgraduate student, National research nuclear university "MEPhI", Moscow.
- Kovtun S.N.** – Cand. Sci. (Engineering), Vice-head of Division, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Kunizina T.E.** – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- L'vov A.V.** – Postgraduate student, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
- Leskin S.T.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Loshmanov L.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, National research nuclear university "MEPhI", Moscow.
- Lyamcev I.A.** – Postgraduate student, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Marikhin N.Yu.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Senior Researcher, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Martynov P.N.** – Dr. Sci. (Engineering), Deputy Director General, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Milinchuk V.K.** – Dr. Sci. (Chemistry), Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Mirzeabasov O.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Assistant Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Moseev A.L.** – Senior Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Moseev P.A.** – Postgraduate Student, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Naumov A.A.** – Student, FSAEI HPE "Ural Federal University", Ekaterinburg.
- Nesterov V.N.** – Cand. Sci. (Engineering), Assistant Professor, Physico-Technical Institute FSEI HPE "Tomsk Polytechnic University", Tomsk.
- Novinsky E.G.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
- Opanasenko A.N.** – Cand. Sci. (Engineering), SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Petelin A.L.** – Chief Engineer, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Pichugina I.A.** – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Pimenov V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Roschin N.G.** – Cand. Sci. (Engineering), vice-director of the SLD ECD NRCIET
- Samokhin D.S.** – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Sheklein S.E.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, FSAEI HPE "Ural Federal University", Ekaterinburg.
- Shilina A.S.** – Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Shishin V.Yu.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Department, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Sorokin A.P.** – Dr. Sci. (Engineering), SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Starkov V.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad.
- Suslov I. R.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Leading Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Tashlykov O.L.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, FSAEI HPE "Ural Federal University", Ekaterinburg.
- Teplyakov U.A.** – Senior Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Trofimov A.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.
- Troyanova N.M.** – Adviser to Rector, National research nuclear university "MEPhI", Moscow.
- Ulyanov V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Vlasichev G.N.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, Senior Researcher, Nuclear Energy and Technical Physics Institute, Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.
- Zaryugin D.G.** – Cand. Sci. (Engineering), SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Zhuravlev B.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Head Scientific Collaborator, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Yarygin V.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk.
- Yatsalo B.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPhI, Obninsk.

**XIII Международная конференция
«Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2013»
1 – 5 октября 2013 г.
г. Обнинск**

Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров» проводится тринадцатый раз.

Многие видные ученые и специалисты атомной отрасли и профессорско-преподавательский состав высших и средних специальных учебных заведений России и многих стран мира принимают участие в обсуждении наиболее важных на сегодня вопросов: создание новых безопасных реакторов, развитие методов оценки безопасных ядерных технологий, подготовка нового поколения ремонтного и операционного персонала для АЭС, оценка и управление экологическим и экономическим риском эксплуатации АЭС.

В этом году Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ – главное высшее учебное заведение первого наукограда России г. Обнинска – отмечает свое 60-летие. Десятки тысяч наших выпускников начинали свой творческий путь, участвуя в научных конференциях и форумах. Надеемся, что XIII Конференция в юбилейном году будет способствовать обмену мнениями, повышению профессионального уровня и установлению творческих контактов.



Тематика секций конференции

- Безопасность ядерных технологий
- Инновационные ядерные системы и топливный цикл
- Радиационная и экологическая безопасность АЭС
- Ядерная и радиационная медицина
- Управление ресурсом оборудования ЯЭУ
- Подготовка кадров для атомной энергетики
- Молодежная секция

Подробности на сайте confsafety.iate.obninsk.ru