

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

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№ 2 2011 г.

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- А.А. Андрианов, А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, И.С. Купцов, А.Ю. Станковский*
Усовершенствованный программный комплекс CASCADEX 1.2 для расчета реакций
глубокого расщепления 5
- В.А. Литицкий, Б.В. Кутин, В.А. Терешонок, В.А. Питилимов*
Определение эффективностей отдельных органов регулирования СУЗ и величины
асимметрии размножающих свойств активной зоны реактора блока № 3 Калининской АЭС 17
- П.А. Маслов*
Электрогенерирующая система малой АЭС с использованием высокоэффективного
низкотемпературного термоэмиссионного процесса 24
- В.А. Старков, Ю.Б. Чертков*
Расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования при определении выгорания
топлива и распределения продуктов деления 34
- А.А. Перегудов, В.Н. Коцеев, Г.Н. Мантуров*
Методика получения нейтронных групповых констант для материалов - смесей изотопов
в системе БНАБ 43
- П.А. Алексеев*
Поиск оптимальной схемы расположения ЭГК в активной зоне термоэмиссионного
реактора-преобразователя космического назначения 51

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- А.Н. Анохин, Н.В. Плешакова*
Представление декларативных знаний, содержащихся в аварийных процедурах для АЭС 61
- А.В. Антонов, К.А. Белова, В.А. Чепурко*
Статистический анализ данных об отказах оборудования АЭС с учетом
неоднородности потока отказов 75

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- М.А. Дмитриева, А.И. Крышев, К.Д. Санина*
Сравнительная оценка радиационного риска в районах расположения Нововоронежской,
Балаковской и Ленинградской АЭС на основе данных мониторинга окружающей среды 88
- В.И. Усанов, В.С. Каграманян, Е.Н. Рачкова*
Относительное воздействие энергоисточников на окружающую среду и экологические
стимулы развития ядерной энергетики 96

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Безносков, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов, К.А. Махов</i> Экспериментальное исследование гидродинамики дросселей в потоке свинцового теплоносителя и воды	104
<i>А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян</i> Расчет сопряженного теплообмена в трубе CFD-методом	112

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>В.М. Бардаков, Во Ньы Зан, Г.Н. Кичигин, Н.А. Строкин</i> Трехкомпонентное плазмооптическое разделение отработанного ядерного топлива	123
---	-----

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

<i>Д.Л. Зверев, Б.А. Васильев, В.Ю. Седаков, Н.Г. Кузавков</i> Освоение технологии быстрых натриевых реакторов. Создание РУ БН-800	130
<i>К.К. Крутиков, В.В. Рожков, В.Н. Иванов, Е.А. Перфильев</i> Моделирование агрегатов бесперебойного питания атомных электростанций	143
<i>В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко</i> Радиационные аспекты аварий на атомных электростанциях	151

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>М.В. Максимов, С.Н. Пелых, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков</i> Оценка аксиального распределения параметра повреждения оболочки твэла ВВЭР-1000 при суточном маневрировании	162
<i>В.В. Чуев, К.В. Митюрев, И.И. Коновалов</i> Выявление факторов ускоренного накопления повреждений в оболочках твэлов, облученных в реакторе БН-600, неразрушающими методами контроля	171

МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРЕПОДАВАНИЯ. ПОДГОТОВКА ПЕРСОНАЛА

<i>Е.А. Аврамова</i> Обучение профессионально-ориентированному иноязычному общению студентов ядерно-энергетических специальностей	181
<i>Ю.А. Коровин, А.В. Тихоненко</i> Современные компьютерные технологии в подготовке специалистов ядерно-энергетического профиля и научных исследованиях	188

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>М.В. Кащеев, Ю.И. Загорулько</i> Распределение температуры в шаре, помещенном в хорошо перемешиваемую жидкость	194
--	-----

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>A.A. Andrianov, A.Yu. Konobeev, Yu.A. Korovin, I.S. Kuptsov, A.Yu. Stankovskiy</i> Modified CASCADEX 1.2 Software for Spallation Reaction Calculation	5
<i>V.A. Lititsky, B.V. Kutin, V.A. Tereshonok, V.A. Pitilimov</i> The Determination of Reactor Control and Safety System Regulating Units Efficiency and Active Zone Skewness of Kalinin NPP Third Unit	17
<i>P.A. Maslov</i> Electricity Generation System Small Nuclear Power Plant Using High Effective Low Temperature Thermionic Process	24
<i>V.A. Starkov, Y.B. Chertkov</i> The SM Reactor Calculation Model and Its Testing Results when Evaluating Fuel Burnup and Fission Products Distribution	34
<i>A.A. Peregodov, V.N. Kosheev, G.N. Manturov</i> The Technique of Calculation of Neutron Group Constants for Materials - Mixtures of Isotopes in the ABBN-System	43
<i>P.A. Alekseev</i> The Search an Optimal Locations Scheme for Thermionic Fuel Elements in the Core of Space Thermionic Conversion Reactor	51

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova</i> Representation of the Declarative Knowledge Acquired from NPP Emergency Procedures	61
<i>A.V. Antonov, K.A. Belova, V.A. Chepurko</i> Statistical Analysis of Failure Data of Nuclear Power Plant Equipment in Non-Homogeneous Failure Flow Enviromental aspects of power engineering	75
<i>M.A. Dmitrieva, A.I. Kryshev, K.D. Sanina</i> Comparative assesment of radiation risk in regions of the location of Novovoronezh, Balakovo and Leningrad Nuclear Power Plants	88
<i>V.I. Usanov, V.S. Kagamanayan, E.N. Rachkova</i> Comparative Environmental Impacts of Energy Generating Technologies and Ecological Incentives for the Nuclear Power Development	96

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.V. Beznosov, M.A. Antonenkov, T.A. Bokova, M.V. Iarmonov, K.A. Makhov</i> An Experimental Study of Throttles Hydrodynamics in the Mediums of Circulating Water and Lead Coolants	104
<i>A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan</i> Calculation of the Conjugated Heat Transfer in Pipe by CFD-Method	112

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>V.M. Bardakov, Vo Nhu Dan, G.N. Kichigin, N.A. Strokin</i> Plasma-Optical Three-Division Spent Nuclear Fuel	123
---	-----

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>D.L. Zverev, B.A. Vasilev, V.Yu. Sedakov, N.G. Kuzavkov</i> Mastering of the Fast Sodium Reactor Technology. Construction of the BN-800 Reactor	130
<i>K.K. Krutikov, V.V. Rozhkov, V.N. Ivanov, E.A. Perfiliyev</i> Modeling of Unit Power Supply of Nuclear Power Plant	143

<i>V.A. Kut'kov, V.V. Tkachenko</i> Radiological Aspects of Nuclear Power Plant Accidents	151
<i>M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov</i> Estimation of the WWER-1000 Fuel Element Cladding Damage Parameter Axial Distribution at Day Cycle Power Maneuvering	162
<i>V.V. Chuev, K.V. Mityurev, I.I. Kononov</i> Revealing of Factors of the Accelerated Accumulation of Damages in Fuel Pin Cladding Irradiated in Reactor BN-600 a Nondestructive Quality Monitoring	171
PERSONNEL TRAINING	
<i>E.A. Avramova</i> Professionally-Oriented ESL Instruction for Nuclear Engineering Students at INPE NNRU MEPHI	181
<i>Ju.A. Korovin, A.V. Tikhonenko</i> State-of-the-Art Computer Technologies Used to Train Nuclear Specialists and to Conduct Research	188
SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES	
<i>M.V. Kascheev, Yu.I. Zagorulko</i> Temperature Distribution in a Ball Placed in Well Mixed Liquid	194

УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫЙ ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС CASCADEX 1.2 ДЛЯ РАСЧЕТА РЕАКЦИЙ ГЛУБОКОГО РАСЩЕПЛЕНИЯ

А.А. Андрианов*, А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин*, И.С. Купцов*,
А.Ю. Станковский*****

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

***Institut für Reaktorsicherheit, Forschungszentrum Karlsruhe, Karlsruhe*

****CEA, IRFU, SPhN, F-91191 Gif-sur-Yvette, Institut Curie-Centre de protontherapie
d'Orsay, Bât. 101 du Centre Universitaire d'Orsay, BP65, 91402 Orsay*



Приведено описание усовершенствованной версии программного комплекса CASCADEX 1.2, предназначенного для расчета реакций глубокого расщепления и дано описание интерактивной среды IViS CASCADEX, обеспечивающей возможность проведения многовариантных серийных расчетов, осуществления обоснованного выбора параметров моделей по результатам количественного сопоставления с экспериментом и включающей в себя широкий спектр средств обработки и представления результатов расчетов. Приведены результаты использования разработанных программных средств для задач совершенствования константного обеспечения.

Ключевые слова: модели ядерных реакций, программные комплексы, расчет высокоэнергетических нуклон-ядерных взаимодействий, интерактивные среды, расчет спектров образования продуктов глубокого расщепления.

Key words: nuclear reaction models, program complex, high-energy nuclear-nuclear interaction calculation, interactive programs, spallation products.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время проявляется устойчивый интерес к ядерным реакциям, протекающим при высоких энергиях. Это вызвано расширением областей науки и техники, где данного рода реакции играют значительную роль. К их числу следует отнести разработку высокоэнергетических нейтронных источников, наработчиков редких изотопов, необходимость решения задач по оценке радиационной обстановки вблизи ускорителей и обоснованию стратегий трансмутации отходов ядерной энергетики. Для этих целей разными научными коллективами разработано множество программ, основанных на использовании модели внутриядерного каскада, описывающей испускание быстрых частиц в результате каскада двухнуклонных соударений в объеме ядра, и статистической модели испарения частиц и деления (SEM, INCL и др.).

© А.А. Андрианов, А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, И.С. Купцов, А.Ю. Станковский, 2011

В то же время, несмотря на многообразие программных средств, целесообразность разработки и совершенствования отечественного инструментария продиктована тем обстоятельством, что на часть зарубежных программ существуют внеэкономические ограничения на приобретение и использование, а с частью сопряжены затраты, значительно превышающие стоимость собственных разработок и проводимых на их основе исследований. При этом имеющийся спрос на данного рода разработки в ряде развивающихся стран говорит об их экспортном потенциале.

УСОВЕРШЕНСТВОВАННАЯ ВЕРСИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CASCADeX 1.2

Краткое описание CASCADeX

Программа CASCADeX (CASCAD eXtended) [1] является расширенной версией программы CASCADE/INPE [2], которая в свою очередь является развитием программы CASCADE, разработанной в Объединенном институте ядерных исследований (г. Дубна) рабочей группой В.С. Барашенкова [3]. В таблице 1 представлено краткое описание особенностей CASCADeX.

Интегрирование CASCADeX и TALYS 1.2

TALYS – программа, разрабатываемая в NRG в Петтене (Нидерланды) и CEA в Брюйер-ле-Шатель (Франция), и предназначенная для моделирования ядерных реакций, протекающих с ядрами при взаимодействии с легкими налетающими частицами (n , p , d , t , ^3He , ^4He , γ). TALYS представляет собой универсальный инструмент как для анализа микроскопических экспериментов, так и генерации ядерных данных для различных приложений [9].

Программа TALYS предназначена для моделирования ядерно-ядерных взаимодействий (прямые реакции, реакции, идущие через составное ядро, предравновесные реакции и реакции деления) в диапазоне энергий от 1 кэВ до 200 МэВ и основана на совокупности современных моделей ядерных реакций (оптическая модель и модель связанных каналов, модель множественной эмиссии в рамках формализма Хаузера-Фешбаха, разнообразные модели деления и др.).

В версию 1.2 программного комплекса TALYS, выпущенную в декабре 2009 г., внесены обновления, касающиеся более детального описания микроскопической структуры ядра, моделей ядерных реакций, и расширенный набор сервисных функций. Отмеченные модификации TALYS привели к необходимости переработки программного комплекса CASCADeX, на основе которого появилась его новая версия CASCADeX 1.2. Данные модификации обеспечили более устойчивую работу комплекса и расширили его функциональные возможности.

Для начала работы с программой требуется сформировать входной файл, содержащий информацию о типе налетающей частицы, ядре мишени и статистику. Также могут быть введены дополнительные параметры, такие как энергия перехода к испарительной стадии реакции, тип модели испарения, ap -, af -факторы, дающие возможность корректировки формы массовых распределений, опция, обеспечивающая подключение модуля, учитывающего образование кластеров.

Первоначально выполняется процедура, моделирующая процесс внутриядерного каскада и описывающая испускание частиц в результате каскада двухнуклонных соударений в объеме ядра, после этого моделируются на основе статистической модели процессы испарения частиц и деления в рамках моделей, заложенных в TALYS 1.2.

В новой версии CASCADeX предусмотрена возможность учета процессов образования кластеров на основе модели нарушения ядерных связей [12].

Таблица 1

Модельные особенности CASCADeX

Быстрая каскадная стадия	
Сечения нуклон-нуклонных упругих и неупругих взаимодействий	Неупругие и упругие нуклон-нуклонные взаимодействия при каскадной стадии рассчитываются согласно [4–6]
Средний потенциал, в котором находятся нуклоны (V_p, V_n)	Предполагается, что нуклоны находятся в потенциальной яме вида $V(r) = \xi + \frac{P_f^2}{2m}$, где m – масса нуклона, ξ – средняя энергия связи нуклона в ядре и P_f – импульс Ферми
Форма ядра	Сфера радиуса $R = 1,07A^{\frac{1}{3}}$ фм (A – массовое число ядра). Потенциал Вудса-Саксона
Выход легких ядер на стадии каскада	Используется модель движущегося источника [7, 8]
Запрет Паули	Учитывается
Учет предравновесия и критерий перехода к испарительной стадии, если предравновесие не учитывается	Предравновесие не учитывается. Переход к испарительной стадии осуществляется при определенном значении энергии, когда набранная популяция частиц после каскадной стадии обрабатывается в рамках модели девозбуждения, реализованной в программе TALYS 1.2. Эта энергия перехода на испарительную стадию возбужденного ядра является параметром модели. Она может варьироваться от 0 до 200 МэВ
Модель девозбуждения	
Плотности уровней	Приближение постоянной температуры в совокупности с моделью ферми-газа [9]
Сечение обратной реакции σ_{inv}	Рассчитывается в рамках оптической модели [9]
Барьеры деления	Взяты из работы [10]
Фрагментация при делении	Моделируется в рамках модели, предложенной в [11]
Перечень каналов де-экситации	Конкуренция между делением, эмиссией частиц и фотонов [10]
Возможность учета изомеров	Учет изомеров в программе CASCADeX отсутствует. Считается, что при необходимости более глубокий анализ можно провести с помощью программы TALYS 1.2, в которой данная возможность реализована
Характеристики программного комплекса	
Область применения программы	Быстрая стадия каскада была верифицирована на ядрах мишени в диапазоне массовых чисел от 2 до 240. Значения энергии налетающей частицы могут быть до 2 ГэВ/нуклон для мишеней с массовым числом ниже 40 и до 1 ГэВ/нуклон для мишеней с массовым числом больше 40
Время счета программы	Для статистики в миллион историй расчет по программе занимает около 40–60 мин на процессоре с тактовой частотой 3 МГц для программы CASCADeX 1.2, откомпилированной под Intel Fortran Compiler 11.X. На других компиляторах немного больше (gcc, Compaq Fortran Compiler 6.X). Расчет испарительной стадии по программе TALYS 1.2 занимает от 3 до 24 ч в зависимости от количества ядер после каскадной стадии на компьютере с той же тактовой частотой

Дважды дифференциальные сечения вылета легких ядер

Для расчета дважды дифференциальных сечений вылета легких ядер (d, t, ³He, ⁴He) была использована модель движущегося источника [7, 8]. Эта модель, несмотря на то, что является феноменологической, показала неплохое согласие с экспериментальными данными и в настоящее время широко используется.

Дважды дифференциальное сечение в модели движущегося источника находится следующим образом:

$$\frac{d^2N}{d\Omega dE} = N_0 \cdot \sqrt{E_{ac}} \cdot \exp \left\{ \frac{[-E - Z \cdot E_c + E_1 - 2 \cdot \sqrt{E_1} \cdot \sqrt{E_{ac}} \cdot \cos(\theta)]}{T(\theta)} \right\},$$

где N_0 – нормировочная константа; $E_{ac} = E - Z \cdot E_c$ – энергия отталкивания, обусловленная кулоновским взаимодействием; E_c – энергия кулоновского отталкивания, приходящаяся на единичный заряд; Z – заряд испущенной частицы; $E_1 = m \cdot V^2 / 2$ – кинетическая энергия частицы массой m в системе центра масс при скорости V ; $T(\theta) = T_0 \cdot \exp(-\theta/45.5)$ – температура ядра; θ – угол детектирования. Домножая и деля на квадрат скорости света выражения для кинетической энергии E_1 , переходим к более удобной форме ее расчета:

$$E_1 = m \cdot c^2 \cdot \beta^2 / 2,$$

где $\beta = V/c$; масса налетающей частицы берется в электронвольтах.

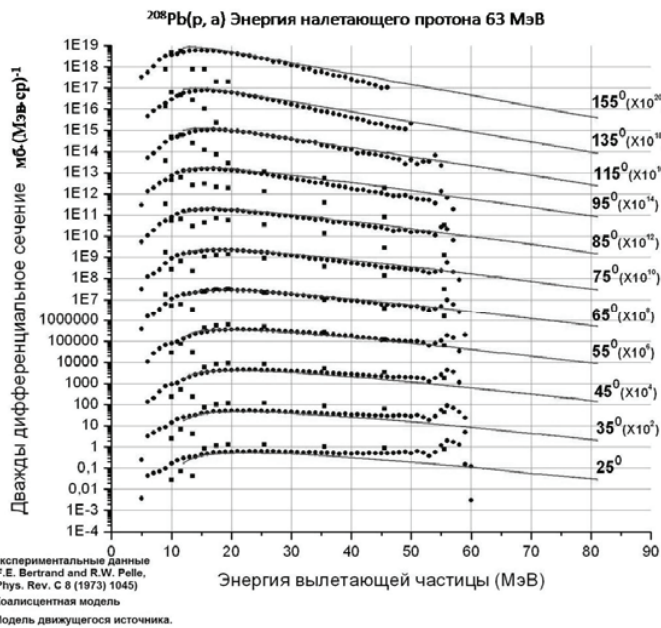


Рис. 1. Зависимость дважды дифференциального сечения от энергии альфа-частицы для реакции ²⁰⁸Pb(p, α)

Для примера на рис. 1 приведен характерный спектр вылета неравновесных альфа-частиц в реакции p+²⁰⁸Pb. Параметры P_0 для коалицентной модели и T_0 , N_0 и β для модели движущегося источника подбирались в каждом случае отдельно так, чтобы наилучшим образом соответствовать экспериментальным данным, рекомендованным для верификации в рамках проекта МАГАТЭ по сравнительному анализу моделей реакций «Benchmark of Spallation Models») [12].

Некоторые особенности компиляции CASCADEX

В силу того, что расчет испарительной стадии по программе TALYS 1.2 может занимать существенное время, определяемое, в конечном счете, количеством ядер после каскадной стадии, была проведена работа по выбору типа компилятора с целью повышения эффективности расчетов. Так исходный код программного комплекса CASCADEX 1.2 был откомпилирован компиляторами Fortran g95, Compaq Fortran 6.x, Intel Fortran 9.x и 11.x. Проведенный анализ скорости счета програм-

мы CASCADEX 1.2 на компьютере с тактовой частотой 3 МГц выявил, что CASCADEX 1.2, откомпилированный под Intel Fortran, рассчитывает на 10–15% быстрее, чем под другими компиляторами. Выбор данного типа компилятора также обусловлен возможностью организации расчетов в параллельном режиме в рамках технологии OPEN MP, поддерживаемой данным компилятором. Кроме сравнения различных версий компиляторов проведена адаптация CASCADEX 1.2 под платформы Linux Suse 11.x и Widows XP.

ИНТЕРАКТИВНЫЙ ВИЗУАЛЬНЫЙ ИНТЕРФЕЙС IVIS CASCADEX

Для целей автоматизации расчетов и обработки результатов, а также подбора параметров моделей была разработана система визуального моделирования IViS (Interactive Visual System) для программы CASCADEX 1.2. Эта программная система нацелена на решение проблем обработки, оценки, согласования, верификации и наглядного представления полученных данных как для непосредственного применения существующих техник, так и для отработки новых. Данный класс проблем сравним по значимости с проблемами совершенствования физических моделей, позволяющих более точно рассчитывать ядерные реакции в том случае, если данные получить экспериментально невозможно. В конечном счете, данная система может быть использована для генерации большого количества оцененных ядерных данных в обширном круге нуклидов и энергий, необходимых в различных приложениях.

Данная система визуального моделирования включает в себя следующие компоненты: расчетная модель; графический интерфейс; система управления расчетами; система визуализации входных и выходных данных; система обработки результатов. Также IViS-система имеет доступ к готовым библиотекам ядерно-физических данных, к экспериментальным данным и расчетам по другим моделям.

В данной системе реализована процедура автоматического выбора параметров модели, обеспечивающих наилучшее согласие с экспериментом. Первым шагом является выбор типа расчета в соответствии с имеющимися экспериментальными данными: массовые распределения, функции возбуждения, дважды дифференциальные сечения. После этого необходимо указать диапазон варьируемых параметров, набор критериев и выбрать метод стохастической оптимизации (методы перебора, ЛП_τ-поиск).

Для проведения процедуры оценки необходимо указать референтные данные, на основании которых будут вычисляться факторы согласия. Референтными данными могут быть результаты ранее сделанных расчетов, экспериментальные данные или же взятые из библиотек активационных ядерно-физических данных.

Для оценки согласования расчетов с референтными данными используются как факторы согласия, широко используемые в настоящее время в данной предметной области, так и факторы, предложенные авторами, отражающие их представления о возможных способах оценки расчетов. Единоновременное рассмотрение столь широкого набора факторов согласия продиктовано тем обстоятельством, что в настоящий момент отсутствует общепринятая и согласованная методология проведения сравнения с экспериментом в данной предметной области. Некоторые факторы согласия, необходимые для понимания сути излагаемого, представлены в табл. 2.

В отличие от традиционных подходов к выбору оптимальной модели или набора свободных модельных параметров, где решение выбирается на основе одного из совокупности факторов согласия или свертки нескольких, в IViS реализованы методы векторной постановки задачи, основанные на принципе компромисса

Факторы согласия

F	$\langle F \rangle = \frac{\sum_{i=1}^N F_i}{N} = 10 \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\lg(\sigma_i^{exp}) - \lg(\sigma_i^{calc}))^2}{N}}$	Оценка интегральной близости к эксперименту при условии, что данные могут сильно различаться
H	$H = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left[\frac{\sigma_i^{exp} - \sigma_i^{calc}}{\Delta \sigma_i^{exp}} \right]^2}$	Оценка интегральной близости к эксперименту. Показатель степени отражает допустимую степень компенсации малых значений одних слагаемых большими значениями других. Чем больше значение показателя, тем больше степень возможной компенсации
D	$D = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left \frac{\sigma_i^{exp} - \sigma_i^{calc}}{\Delta \sigma_i^{exp}} \right $	
R	$R = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \frac{\sigma_i^{calc}}{\sigma_i^{exp}}$	Оценка интегральной относительной близости к эксперименту

(принятия взвешенного решения, в котором фигурируют в определенной пропорции все действующие факторы), т.е. если число критериев более одного, то после расчета осуществляется автоматический отбор эффективных наборов параметров модели (удовлетворяющих определению парето-оптимальности), обеспечивающих приемлемое по совокупности значений факторов решение. Очевидно, при этом предлагается не однозначный ответ, а лишь область разумных (рациональных) решений. Принятие же однозначного решения остается прерогативой лица, принимающего решение, поддержка выбора которого может быть осуществлена с использованием современных методов теории принятия решений при многих критериях.

В данный момент для окончательного выбора наилучшего набора параметров модели из совокупности недоминируемых реализован метод анализа иерархий. Для использования данного метода пользователю необходимо провести попарное сравнение критериев отбора. Конечным результатом работы программы являются наиболее подходящие параметры модели относительно выбранных референтных данных и предпочтений пользователя. Данная опция внедрена для целей сравнительного анализа техники оценки.

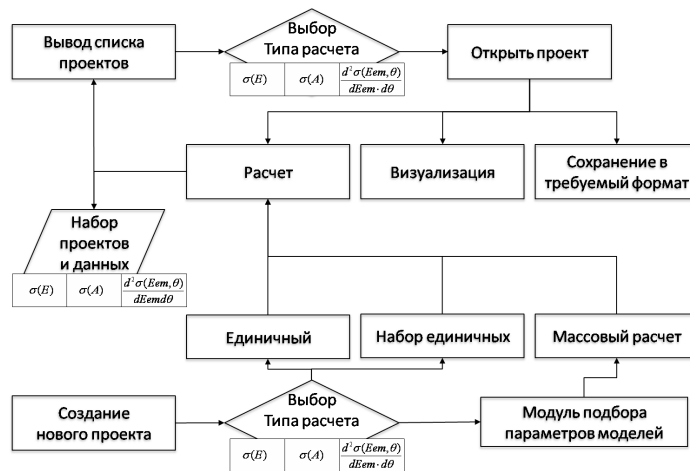


Рис. 2. Блок схема IViS CASCADeX

В качестве основной платформы создания данной системы была выбрана платформа Microsoft .NET и основным языком разработки приложений для нее C# [14]. Выбор технологии .NET обусловлен как возможностью эффективно разрабатывать приложения под Windows, web-приложения и web-сервисы, так и тем, что в .NET встроена поддержка взаимодействия языков. Она позволяет существующему коду, написанному на другом языке, эффективно взаимодействовать с кодом на C#. В результате созданные ранее библиотеки для численных расчетов или код, написанный на другом языке программирования, можно интегрировать непосредственно в C# приложения. Это позволяет одновременно писать код на нескольких языках, а затем интегрировать его или использовать совместно. Это оказывается полезным при разработке данного рода программных систем.

НЕКОТОРЫЕ ПРИЛОЖЕНИЯ РАЗРАБОТАННОГО ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ

Программное обеспечение было использовано для проведения расчетов в рамках проекта, организованного МАГАТЭ по сравнительному анализу моделей реакций глубокого расщепления («Benchmark of Spallation Models»), а также обновлению библиотек активационных данных.

Определение оптимальных параметров модели CASCADEX 1.2

С целью дать рекомендации по областям применимости CASCADEX 1.2 и значений свободных параметров модели в диапазоне энергий от 150 МэВ до 1 ГэВ и массовых чисел от 13 до 240 была проведена серия расчетов, по результатам которых были определены значения свободных параметров, обеспечивающих наилучшее согласование с экспериментом. Экспериментальные значения были взяты из базы данных EXFOR, а также из экспериментов, представленных в проекте МАГАТЭ «Benchmark of Spallation Models» [12].

На основании количественных сопоставлений с экспериментами, представленных в [12], проведена оценка свободных параметров модели выхода легких ядер. Оптимальные значения коэффициентов T_0 , N_0 и β для модели движущегося источника представлены в табл. 3.

Сравнительный анализ факторов согласия по моделям, входящих в «Benchmark of Spallation Models», для реакций $^{nat}\text{Pb}(p,x)$ представлен в табл. 4, в которой выделены жирным шрифтом модели, рекомендованные экспертами МАГАТЭ (incl4abla, incl4gemini, incl4smm). Модели, рассчитанные по совокупности факторов согласия, которые удовлетворяют условию парето-оптимальности (CASCADE/ASF, CEM02, g4bic, phits4jam, CASCADEX 1.2) выделены серым цветом.

Сравнительный анализ с моделями, входящими в MCNPX

В рамках многофакторного анализа, предоставляемого средой IViS CASCADEX, был проведен сравнительный анализ CASCADEX 1.2 с моделями расчета высокоэнергетических нуклон-нуклоновых реакций, входящих в программный комплекс MCNPX. В работе были проведены расчеты факторов для различных энергий перехода на испарительную стадию программы CASCADEX 1.2 (50, 100, 150, 200 МэВ) на основании экспериментов, использовавшихся в [15].

Обработка всей совокупности данных для ^{184}W на основе методов многокритериального анализа показала преимущества моделей Bertini/Dresner, CASCADE, CASCADE/ASF, CASCADEX 1.2. При условии, что все факторы одинаково значимы и в качестве агрегированного показателя эффективности используется их линейная свертка, CASCADE/ASF представляет собой наилучшую модель для расчета сечений реакции $^{184}\text{W}(p, x)$ при соответствующих энергиях налетающей частицы (табл. 5).

Оценка параметров моделей выходов легких ядер

Мишень	Реакция	Энергия протона, МэВ	Модель движущегося источника			Z_{ec}	Рабочая группа	Ссылка
			N_0	β	T_0			
Pb	Pb(p, α)	63	0,15	0,035	5,5	19,837	LANL, USA	F.E. Bertrand and R.W. Pelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045
	Pb(p,3He)	63	0,011	0,068	8,5	19,804		
	Pb(p,t)	63	0,1	0,06	9,5	10,024		
	Pb(p,d)	63	0,205	0,068	10,5	10,024		
Au	Au(p, α)	2500	7	0,015	7	19,458	COSY, Germany	A. Bubak et al., Phys. Rev. C 76 (2007) 014618
	Au(p,3He)	2500	0,4	0,004	11	19,804		
	Au(p,t)	2500	2,2	0,02	13,5	10,024		
	Au(p,d)	2500	3,3	0,015	11,5	10,024		
Ni	Ni(p, α)	175	0,21	0,33	7	10,298	COSY, Germany	S.V. Förtsch et al., Phys. Rev. C 43 (1991) 691
	Ni(p,3He)	175	0,039	0,03	13	10,235		
	Ni(p,t)	175	0,06	0,028	9	5,307		
	Ni(p,d)	175	0,4	0,028	8	5,275		
Ta	Ta(p, α)	1200	8,6	0,01	4,5	18,452	COSY, Germany	C.-M. Herbach et al., Nucl. Phys. A 765 (2006) 426
	Ta(p,3He)	1200	0,17	0,021	12,5	18,418		
	Ta(p,t)	1200	1,7	0,02	7,5	9,337		
	Ta(p,d)	1200	2,9	0,025	7,5	9,319		
Bi	Bi(p,3He)	62	0,0186	0,088	5,92	19,984	LANL, USA	F.E. Bertrand and R.W. Pelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045
	Bi(p,t)	62	0,11	0,07	6,5	10,2		
	Bi(p,d)	62	0,2	0,07	10,5	10,1		
Fe	Fe(p, α)	62	0,39	0,02	4,5	9,656	LANL, USA	F.E. Bertrand and R.W. Pelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045
	Fe(p,3He)	62	0,042	0,045	5,8	9,595		
	Fe(p,t)	62	0,06	0,045	5,4	4,989		
	Fe(p,d)	62	0,45	0,055	6,5	4,958		
Al	Al(p, α)	160	0,09	0,04	10	6,083	iTHEMBA, South Africa	A. Cowley et al., Phys. Rev. C 54 (1996) 778

В случае с ^{59}Co эффективными оказались модели, заложенные в программы Bertini/Dresner, INCL4/Dresner, CEM2k, CASCADeX 1.2, с пороговой энергией, равной 50 МэВ. При этом наилучшей моделью при условии, что все факторы равнозначны, стала CASCADeX 1.2 (табл. 6). Необходимо также отметить, что модели Bertini/Dresner и CASCADeX 1.2 для данных реакций всегда входят в совокупность парето-эффективных решений. Результаты интегрального расчета ^{59}Co и ^{184}W для количества экспериментальных точек, равного 218, представлены в табл. 7.

Таблица 4

Факторы согласия для реакций $^{nat}\text{Pb}(p,x)$

Модель	<i>H</i>	<i>D</i>	<i>R</i>	<i>F</i>	Число рассчитанных точек (279)
Cas4	6,17	4,83	0,09	6,87	276
CasASF	4,61	3,47	0,09	5,74	278
CASCADEx 1.2	5,82	5,16	0,54	6,04	261
CEM02	4,84	3,64	0,05	6,49	279
CEM03	5,21	3,99	0,06	6,57	279
g4bert	14,80	5,58	0,40	6,69	266
g4bic	4,39	3,51	0,31	4,45	258
incl4abla	9,61	5,85	0,51	8,79	264
incl4gemini	20,26	11,05	1,04	11,69	250
incl4smm	9,57	5,72	0,27	7,33	263
BertDres	7,36	4,57	0,15	6,38	279
IsabelaAbla	13,13	7,79	0,76	9,94	250
IsabelGemini	30,30	15,15	1,49	13,53	240
Isabelasmm	10,04	6,50	0,34	8,33	250
phitsjqmd	42,86	15,69	1,26	7,08	270
phits4jam	5,63	3,39	0,07	5,22	277
phits/bertini	6,75	3,90	0,16	6,60	277

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе приведено описание расширенных возможностей программного комплекса CASCADEx 1.2 и интерактивной системы визуального моделирования IViS CASCADEx, позволяющей упростить и автоматизировать процесс работы с комплексом в соответствии с поставленной задачей за счет широкого спектра сервисных функций, реализованных в системе. К их числу относятся поиск оптимальных параметров модели, проведение серийных расчетов функций возбуждения, массовых распределений, кумулятивных выходов, дважды дифференциальных сечений выходов легких ядер.

Для соответствующих диапазонов подобраны значения модельных параметров CASCADEx 1.2 для обеспечения наилучшего согласования с экспериментом и даны рекомендации по областям применимости программного комплекса в диапазоне энергий от 150 МэВ до 1 ГэВ и массовых чисел от 13 до 240.

Авторы выражают благодарность Н.К. Калугину, Л.И. Светличному, А.А. Догву за помощь в проведении расчетов, представленных в данной работе.

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

Таблица 5

Факторы согласия для различных моделей (реакция p+184W)

Модели	Энергия налетающего протона 0.8 ГэВ, количество экспериментальных точек 67, $\sigma_{\text{пол}} = 1636$ мб				Энергия налетающего протона 1.6 ГэВ, количество экспериментальных точек 91, $\sigma_{\text{пол}} = 1687$ мб				Интегральный расчет, количество экспериментальных точек 158			
	H	D	R	F	H	D	R	F	H	D	R	F
	Факторы согласия											
Bertini/Dresner	5,08	0,38	0,83	1,76	6,89	0,48	0,87	1,87	6,19	0,44	0,85	1,82
Bertini/ABLA	5,04	0,39	0,83	2,28	5,67	0,44	0,89	2,63	5,41	0,42	0,86	2,48
ISABEL/Dresner	5,05	0,37	0,78	2,13	5,45	0,44	0,8	2,6	5,28	0,41	0,79	2,40
ISABEL/ABLA	5,35	0,38	0,78	2,13	5,91	0,4	0,83	2,83	5,68	0,41	0,81	2,58
INCL4/Dresner	5,56	0,41	0,75	2,2	5,25	0,38	0,79	2,73	5,38	0,39	0,77	2,51
INCL4/ABLA	6,18	0,43	0,75	2,54	6,08	0,4	0,85	2,57	6,12	0,41	0,81	2,56
CEM2k	4,85	0,43	0,8	2,89	5,88	0,45	0,89	3,6	5,47	0,42	0,85	3,30
CASCADE	4,72	0,39	0,78	1,65 ^a	4,9	0,35	0,83	2,85 ^b	4,82	0,37	0,81	2,39 ^c
CASCADE/ASF	4,34	0,33	0,86	1,57	4,51	0,33	0,87	1,69	4,44	0,33	0,87	1,64
CASCADEX (200 МэВ)	5,07	0,39	0,73	2,47 ^a	7,52	0,44	0,86	5,86 ^b	6,64	0,42	0,81	4,40 ^c
CASCADEX (150 МэВ)	4,96	0,40	0,72	1,99 ^a	6,49	0,40	0,83	7,05 ^b	5,92	0,40	0,79	4,81 ^c
CASCADEX (100 МэВ)	5,39	0,41	0,71	1,82 ^a	5,15	0,37	0,80	4,37 ^b	5,25	0,39	0,76	3,33 ^c
CASCADEX (50 МэВ)	5,64	0,43	0,69	1,65 ^a	4,89	0,36	0,75	4,63 ^b	5,20	0,39	0,73	3,40 ^c
CASCADEX (0 МэВ)	4,88	0,38	0,70	1,68 ^a	4,93	0,35	0,79	3,27 ^b	4,82	0,36	0,75	2,29 ^c

^a – Количество точек N равно 58, ^b – N = 86, ^c – N = 144.

Таблица 6

Факторы согласия для различных моделей (реакция $p+^{59}\text{Co}$)

Модели	Энергия налетающего протона 1.2 ГэВ, $\sigma_{\text{пол}} = 772$ мб				Энергия налетающего протона 1.6 ГэВ, $\sigma_{\text{пол}} = 773$ мб				Энергия налетающего протона 2.6 ГэВ, $\sigma_{\text{пол}} = 770$ мб				Интегральный расчет			
	H	D	R	F	H	D	R	F	H	D	R	F	H	D	R	F
Bertini/Dresner	4,87	0,32	0,7	1,74	4,51	0,33	0,71	1,96	4,29	0,32	0,71	1,76	4,56	0,32	0,71	1,82
Bertini/ABLA	15,85	0,81	1,5	2,07	13,79	0,81	1,43	2,11	13,71	0,8	1,42	2,11	14,71	0,81	1,45	2,1
ISABEL/Dresner	4,58	0,28	0,89	1,58	5,66	0,33	1,01	1,65	5,78	0,34	1,15	1,55	5,37	0,32	1,02	1,59
ISABEL/ABLA	21,17	1,1	1,83	2,31	23,16	1,27	2,04	2,45	28,15	1,63	2,38	2,75	24,34	1,33	2,08	2,5
INCL4/Dresner	4,16	0,25	0,91	1,56	4,30	0,25	0,95	1,51	4,42	0,27	1,03	1,47	4,29	0,26	0,96	1,51
INCL4/ABLA	20,35	1,02	1,78	2,21	20,05	1,13	1,87	2,30	26	1,45	2,23	2,55	22,3	1,2	1,96	2,35
CEM2k	6,52	0,41	0,93	1,78	5,82	0,37	0,84	1,78	5,23	0,36	0,8	1,86	5,88	0,38	0,86	1,81
CASCADE	12,79	0,6	1,12	2,52	11,80	0,59	1,11	2,38	10,26	0,58	1,08	2,31	11,66	0,59	1,1	2,4
CASCADE/ASF	6,02	0,36	1,1	1,5	5,51	0,37	1,09	1,48	5,51	0,37	1,08	1,49	5,69	0,37	1,09	1,49
CASCADEx 1.2 (200 МэВ)	10,43	0,59	1,15	2,14	9,33	0,59	1,14	2,16	9,57	0,62	1,16	2,13	9,79	0,6	1,15	2,14
CASCADEx 1.2 (150 МэВ)	10,13	0,61	1,19	1,96	9,17	0,6	1,19	1,93	8,48	0,55	1,15	1,87	9,29	0,59	1,18	1,92
CASCADEx 1.2 (100 МэВ)	6,27	0,38	1,09	1,52	6,37	0,43	1,08	1,7	6,08	0,4	1,08	2,04	6,24	0,4	1,08	1,76
CASCADEx 1.2 (50 МэВ)	3,5	0,22	0,99	1,32	3,47	0,23	1,01	1,38	3,85	0,27	1,03	1,39	3,61	0,24	1,01	1,36
CASCADEx 1.2 (0 МэВ)	16,0	0,74	1,44	2	14,5	0,73	1,43	1,98	14,1	0,76	1,44	2	14,9	0,74	1,44	1,99

Таблица 7

Интегральный расчет ^{59}Co и ^{184}W

Модели	Интегральный расчет ^{59}Co и ^{184}W , количество экспериментальных точек 218			
	<i>H</i>	<i>D</i>	<i>R</i>	<i>F</i>
Bertini/Dresner	5,79	0,41	0,81	1,82
Bertini/ABLA	8,99	0,53	1,02	2,38
ISABEL/Dresner	5,30	0,39	0,85	2,19
ISABEL/ABLA	13,65	0,66	1,16	2,56
INCL4/Dresner	5,10	0,35	0,82	2,25
INCL4/ABLA	12,81	0,63	1,13	2,50
CEM2k	5,59	0,41	0,85	2,90
CASCADE (original)	7,51	0,43	0,90	2,39 ^d
CASCADE/ASF	4,82	0,34	0,93	1,60
CASCADEX 1.2 (0 МэВ)	9,02	0,47	0,95	2,20 ^d
CASCADEX 1.2 (50 МэВ)	4,79	0,35	0,81	2,83 ^d
CASCADEX 1.2 (100 МэВ)	5,56	0,39	0,86	2,88 ^d
CASCADEX 1.2 (150 МэВ)	7,08	0,46	0,90	3,92 ^d
CASCADEX 1.2 (200 МэВ)	7,70	0,47	0,91	3,71 ^d

Литература

1. Станковский А.Ю., Конобеев А.Ю., Купцов И.С. Программа CASCADEX для расчета взаимодействий частиц и ядер промежуточных и высоких энергий с веществом // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С. 65 (2008).
2. Барашенков В.С., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Соснин В.Н. // Атомная энергия. – 1999. – № 87. – С. 283.
3. Барашенков В.С., Тонеев В.Д. Взаимодействие высокоэнергетических частиц и атомных ядер с ядрами. – М: Атомиздат, 1972.
4. Barashenkov V.S. et al. // Nucl. Phys. – 1980. – А 338 413.
5. Barashenkov V.S. // Comput. Phys. Commun. – 2000. – 126 28.
6. Barashenkov V.S. // Nucl. Phys. – 1974. – А 231, 462.
7. Kozlowski M., Muller H.H. Study of the thermalization process in 72 MeV (p , ^3He) and (p , ^4He) inclusive reactions // Nuclear Physics. – 1987.
8. Awes T.C. // Light particle emission in ^{16}O -induced reactions at 140, 215, and 310 MeV / T.C. Awes, S. Saini, G. Poggi, C.K. Gelbke, and D. Cha // Phys. Rev. – 1982. – С 25, 2361-2390.
9. Koning A.J., Hilairey S., Duijvestijn M. TALYS-1.2 A nuclear reaction program: User Manual. – Netherlands, Nuclear Research and Consultancy Group, 2009.
<http://www.talys.eu/fileadmin/talys/user/docs/talys1.2.pdf>.
10. Sierk A.J. // Phys. Rev. – С33 2039 (1999).
11. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., Vecchi M. Kerntechnik 64, 216. (1999).
12. Денисов Ф.П., Мехедов В.Н. Ядерные реакции при высоких энергиях. – М.: Атомиздат, 1972.
13. http://nds121.iaea.org/alberto/mediawiki-1.6.10/index.php/Main_Page.
14. <http://msdn.microsoft.com>.
15. Broeders C.H.M., Konobeyev A.Yu., Mercatali L. Kerntechnik 71, 174 (2006).

Поступила в редакцию 20.11.2010

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТЕЙ ОТДЕЛЬНЫХ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ СУЗ И ВЕЛИЧИНЫ АСИММЕТРИИ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БЛОКА № 3 КАЛИНИНСКОЙ АЭС

В.А. Литицкий*, Б.В. Кутин*, В.А. Терешонок, В.А. Питилимов****

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

** ВНИИАЭС, г. Москва



Приведено описание методов измерения эффективностей отдельных органов регулирования СУЗ и величины асимметрии размножающих свойств активной зоны реактора на этапе физического пуска третьего блока Калининской АЭС.

Ключевые слова: СУЗ, ядерный реактор, управление реактором, асимметрия, физический пуск, реактивность, пространственный эффект.

Key words: safety system regulating units, nuclear power plant, reactor control, skewness, first criticality, reactivity, spacing effect.

Первая топливная загрузка активной зоны реактора с ВВЭР-1000 блока № 3 Калининской АЭС впервые была полностью укомплектована альтернативными тепловыделяющими сборками (ТВСА) с уран-гадолиниевым топливом без стержней выгорающего поглотителя. С целью всестороннего изучения характеристик активной зоны с новыми топливными сборками был значительно расширен объем исследований нейтронно-физических характеристик. Одним из дополнительных экспериментов было определение эффективностей каждого из органов регулирования (ОР) системы управления и защиты реактора (СУЗ) при практически свободной от твердых поглотителей активной зоне реактора (1 – 9 группы ОР СУЗ находились на верхнем концевом выключателе (ВКВ), 10 группа – в положении 70% от нижнего концевого выключателя (НКВ)). Такая информация важна для установления реальной эффективности ОР, выталкиваемых из активной зоны при проектной аварии, и уточнения констант компьютерных программ моделирования топливных циклов ВВЭР-1000, которые используются для обоснования безопасности эксплуатации энергоблоков АЭС. Результаты этих экспериментов позволяли оценить и асимметрию размножающих свойств активной зоны реактора. Чем меньше величина асимметрии, тем более равномерно происходит энерговыделение по активной зоне, что позволяет снять большую мощность с реактора, не превышая

максимально-допустимые тепловые нагрузки. Согласно эксплуатационным требованиям, асимметрия размножающих свойств не должна превышать 10%. По результатам определения асимметрии активной зоны допускается подъем мощности выше 1% $N_{\text{ном}}$ ($N_{\text{ном}} = 3000$ МВт).

Экспериментальные исследования с целью определения эффективностей отдельных органов регулирования СУЗ проводились на минимально контролируемом уровне мощности реактора при практически постоянных температуре теплоносителя и давлении в первом контуре и стабилизированных концентрациях борной кислоты в теплоносителе. Отравление реактора ксеноном-135 и самарием-149 отсутствовало. Сбросы органов регулирования осуществлялись из критического или надкритического состояния, которое достигалось перемещением регулирующей 10-й группы ОР СУЗ вверх. Мощность реактора перед сбросами органов регулирования находилась в диапазоне $(1-5) \cdot 10^{-2} \% N_{\text{ном}}$. При сбросе ОР она снижалась до $(1-9) \cdot 10^{-4} \% N_{\text{ном}}$. Сбросы органов регулирования из 1–9 групп СУЗ производились из крайнего верхнего положения, а ОР из 10-й группы – из положения 70% от НКВ. Время перемещения органов регулирования от ВКВ до НКВ при сбросе составляло ~ 2.1 с. Для повышения точности измерений сбросы всех органов регулирования из 1–9 групп СУЗ осуществлялись при одном и том же положении 10-й группы ОР СУЗ. Положения органов регулирования 10-й группы перед их поочередными сбросами в активную зону были одинаковыми. Для контроля идентичности условий измерения периодически, перед началом определения эффективностей ОР практически каждой конкретной группы, измерялась эффективность одного и того же заранее выбранного реперного ОР (ОР 12-23 из четвертой группы СУЗ). На рисунке 1 представлена схема расположения каналов ионизационных камер, органов регулирования СУЗ и их распределения по группам.

Измерение и регистрация параметров в ходе эксперимента осуществлялись с помощью системы экспериментального контроля (СЭК) [1], которая была специально разработана во ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ для определения нейтронно-физических характеристик в период пуска и освоения мощности блока № 3 Калининской АЭС. Комплект аппаратуры СЭК состоял из четырех модулей регистрации параметров (МРП-32), каждый из которых обеспечивает регистрацию до 32-х параметров, трех цифровых вычислителей реактивности (ЦВР-10) с самописцами, источников питания ионизационных камер СВИП-4 и автоматизированного рабочего места руководителя пуска блока (АРМ). С помощью реактиметров ЦВР-10 производилось измерение реактивности и токов ионизационных камер (ИК) КНК-4, которые находились в каналах биологической защиты № 3, 14, 25 и по высоте размещались напротив центра активной зоны реактора. Каждая ионизационная камера подключалась к отдельному реактиметру. При этом значения других параметров (температуры и давления теплоносителя, концентрации борной кислоты в теплоносителе и др., кроме положений ОР СУЗ), необходимых для определения коэффициентов и эффектов реактивности, измерялись с помощью модулей МРП-32. Вся полученная от реактиметров ЦВР-10 и модулей МРП-32 информация поступала в АРМ научного руководителя пуска по сети CAN2.0B в режиме реального времени. Информация о положении ОР СУЗ поступала в АРМ по протоколу ModBus TCP сети EtherNet от штатной аппаратуры регистрации параметров АЭС. АРМ представляло собой ПЭВМ со специализированным программным обеспечением для одновременной записи в архив с частотой 10 Гц всех принимаемых параметров и воспроизведения их на экране монитора в графическом и цифровом видах в режиме реального времени.

Обработка результатов измерений, полученных при помощи СЭК, осуществлялась согласно изложенной ниже методике.

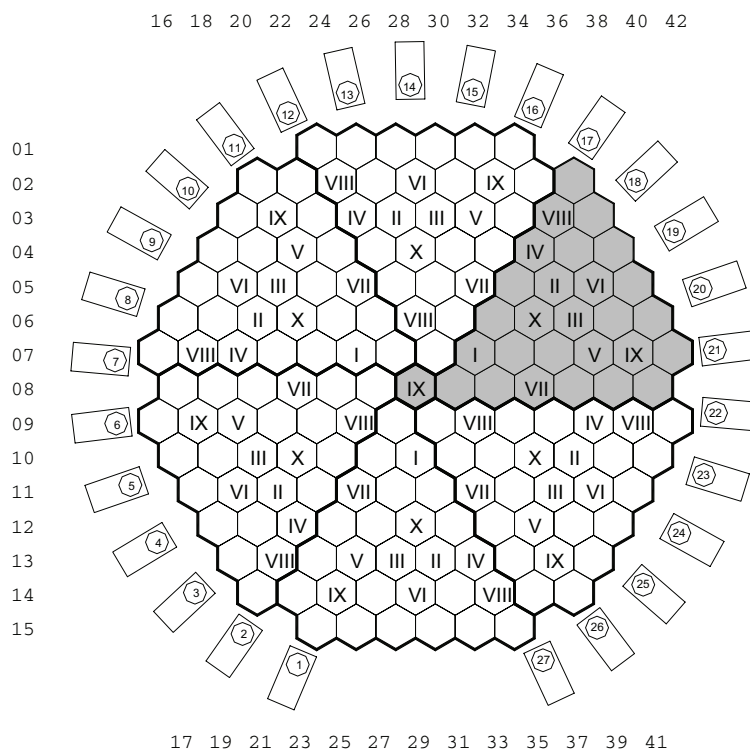


Рис. 1. Схема расположения каналов ионизационных камер и органов регулирования СУЗ:

① – номер канала ИК; X – номер группы ОР СУЗ

Эффективность i -го органа регулирования k -й группы определялась по формуле

$$\Delta\rho_{ik} = |\rho_{уст} - \rho_0| \cdot \beta_{эф} \quad (1)$$

где ρ_0 – реактивность в исходном положении (непосредственно перед сбросом ОР), $\rho_{уст}$ – установившееся значение реактивности после падения органа, $\beta_{эф}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Среднеарифметическое значение эффективностей симметричных органов регулирования k -й группы

$$\Delta\rho_k = \sum_{i=1}^n \Delta\rho_{ik} / n, \quad (2)$$

где n – количество симметричных органов регулирования в k -ой группе СУЗ.

За величину асимметрии размножающих свойств активной зоны (в процентах) принималось максимальное значение величины

$$\omega = \left| \sqrt{\Delta\rho_{ik} / \Delta\rho_k} - 1 \right| \cdot 100, \% \quad (3)$$

Результаты определения асимметрии по результатам измерений эффективности отдельных органов регулирования приведены в табл. 1. Отметим, что на точность результатов измерений по данным различных ИК влияли, в основном, следующие факторы:

- изменение температуры теплоносителя в первом контуре (в пределах одного градуса) при длительной выдержке на НКВ (до восьми минут) сброшенного в активную зону органа регулирования;
- не всегда достигалась окончательная стабилизация показаний реактивности

по всем каналам ее измерения при положениях ОР на НКВ из-за снижения токов ИК до минимально допустимых значений, после чего сброшенный в активную зону ОР извлекался в исходное положение.

Длительность стабилизации нейтронного потока при положении органа регулирования на НКВ была обусловлена необходимостью снижения до нуля вклада в измеряемую реактивность «пространственных эффектов», сильно зависящих от положения ОР относительно конкретной ИК. На рисунках 2, 3 в качестве примера показаны зависимости от времени реактивности по данным трех ИК при сбросе ОР СУЗ 13 – 22 из восьмой группы и ОР СУЗ 07-32 из первой группы. ОР СУЗ 13-22 находится на периферии, а ОР СУЗ 07-32 – практически в центре активной зоны. На рисунках показан интервал времени с момента сброса ОР СУЗ до момента стабилизации реактивности по показаниям трех камер. Видно, что после сброса органа реактивность по всем каналам ее измерения стабилизируется на одном и том же уровне. Характер изменения результатов измерения реактивности в интервале времени от начала падения органа регулирования до их стабилизации обусловлен действием пространственных эффектов, зависящих от взаимного расположения падающего ОР и ИК. Чем ближе ОР СУЗ расположен к ИК, тем более существенным будет изменение реактивности. Длительность стабилизации реактивности зависит в данных экспериментах как от взаимного положения ИК и ОР, так и от эффективности ОР. Для наиболее эффективных органов регулирования, расположенных вблизи ИК, интервал времени достижения стабилизации результатов измерения реактивности после их падения будет максимальным.

Для определения асимметрии активную зону реактора условно разделяют на шесть секторов симметрии. Первый – это сектор симметрии 60° (на рис. 1 ячейки, закрашенные темно-серым цветом), второй – 120° , который определяется путем поворота (по часовой стрелке) первого сектора на 60° , третий – 180° , который определяется путем поворота первого сектора на 120° и так далее до шестого сектора, который получается в результате поворота первого сектора на 300° . Далее для каждого органа СУЗ из сектора симметрии 60° находятся симметричные ему органы из других секторов и вычисляются их среднеарифметические значения эффективности по формуле (2). После этого рассчитываются величины асимметрии по формуле (3). Вычисления производятся отдельно по каждому измерительному каналу. Для органа 08-29 из девятой группы оценка асимметрии не производилась, т.к. он является общим для всех секторов симметрии и симметричных ему органов нет. Результаты вычислений представлены в табл. 1. Из анализа данных таблицы следует, что максимальная асимметрия размножающих свойств активной зоны реактора не превышает 5% и имеет место для ОР с координатами 02-25 (восьмая группа СУЗ) по данным ИК № 25. Последнее удовлетворяет эксплуатационным требованиям, согласно которым асимметрия размножающих свойств не должна превышать 10%.

Результаты измерения эффективности отдельных ОР СУЗ, полученные на этапе определения асимметрии активной зоны, позволили найти усредненные по всем трем каналам измерения и по симметричным в группе СУЗ значения эффективности органов регулирования. Результаты отличия этих данных от соответствующих расчетных величин, полученных по программе БИПР-7А, представлены в табл. 2. Видно, что экспериментальные значения Δr_k (относительная погрешность определения которых составляет 5%) превышают соответствующие расчетные данные. Наибольшие различия имеют место для органов регулирования первой группы СУЗ, расположенных в центральной части активной зоны, ОР из восьмой группы, а также для ОР из шестой и седьмой групп СУЗ.

Таблица 1

Результаты исследований асимметрии размножающих свойств активной зоны реактора

$T_{аз}$ °C	H_{10} %	Сбрасываемый ОР		$\omega, \%$		
		координаты	номер группы	ИК № 3	ИК № 14	ИК № 25
1	2	3	4	5	6	7
280.2	70	08-29	9	0	0	0
280.5	70	07-40	9	0.5	0.8	0.5
280.0	70	14-25	9	2.5	2.3	2.7
279.9	70	03-22	9	0.9	0.8	0.9
280.2	70	13-36	9	1.3	1	1.3
280.3	70	09-18	9	0.5	0.2	0.7
280.6	70	02-33	9	2	1.7	2
279.9	70	14-33	8	3.9	3.7	3.2
280.5	70	02-25	8	4.2	3.5	4.6
280.1	70	09-40	8	1.8	1.9	1.8
280.7	70	07-18	8	2.4	2.6	2.7
280.4	70	13-22	8	2.1	1.9	1.8
280.4	70	03-36	8	1.4	1.7	1.8
279.6	70	09-26	8	2.3	2.3	2.3
280.0	70	06-29	8	1.9	1.9	1.9
280.3	70	09-32	8	1.2	1.2	1.2
280.1	70	10-29	1	1.6	1.6	1.6
280.1	70	07-32	1	0.5	4.5	4.5
280.3	70	07-26	1	0.5	4.5	4.5
281.5	70	11-32	7	0.7	0.6	0.8
281.6	70	08-23	7	1	1.2	1.4
281.5	70	05-32	7	1	0.5	0.8
281.6	70	11-26	7	1.6	1.5	1.6
281.7	70	08-35	7	1.1	1.1	1.2
281.6	70	05-26	7	1.5	1.6	1.4
281.5	70	11-38	6	3.2	3.4	3.9
281.7	70	02-29	6	0.8	0.7	1
280.9	70	11-20	6	0.8	0.7	1
280.9	70	05-38	6	0.2	1	0.3
281.8	70	14-29	6	0.2	0.1	0.3
281.6	70	05-20	6	3.3	3.2	3.5
279.4	70	07-38	5	0.2	1.2	1.2
279.7	70	14-23	5	2.7	2.8	3.2
279.5	70	13-26	5	2.1	2	2
279.4	70	03-32	5	1.1	1	2
279.6	70	12-35	5	1.5	1.4	1.6
279.7	70	09-20	5	0.7	0.8	0.8
279.5	70	13-32	4	1.2	1.5	1.5
279.4	70	04-35	4	0.8	0.2	0.7
279.7	70	07-20	4	2.1	2.2	2.3
279.6	70	09-38	4	2.1	2	2.1
279.5	70	12-23	4	1.8	1.3	1.5
279.7	70	03-26	4	2.4	2.5	2.1

Продолжение табл. 1

1	2	3	4	5	6	7
279.4	70	11-36	3	1	1	1.5
279.4	70	03-30	3	1.7	1.7	1.1
279.5	70	10-21	3	1.8	1.9	1.7
279.4	70	06-37	3	1.3	1.2	1.2
279.8	70	13-28	3	1.6	1.4	2.1
279.3	70	05-22	3	1.5	1.5	2.1
279.7	70	10-37	2	0.1	0.1	0.1
279.5	70	03-28	2	3.8	3.9	4.2
279.3	70	11-22	2	2.5	2.4	2.1
279.8	70	05-36	2	0.6	0.5	0.3
279.1	70	13-30	2	1.9	2.4	2.5
279.5	70	06-21	2	0.3	0.5	0.3
279.9	70	10-35	10	1.2	1	1.4
279.4	70	04-29	10	1.4	0.9	1
279.6	70	10-23	10	0.8	0.1	0
279.0	70	06-35	10	0.5	1.3	1.2
279.4	70	12-29	10	0.5	0.6	0.7
280.2	70	06-23	10	1.8	1.9	2.4

Таблица 2

Эффективности органов регулирования СУЗ

Номер группы	Номер ячейки в секторе 60°	Эксперимент			Расчет			Разница $\Delta\rho_k - \Delta\rho_{\text{красч}}$ %
		$H_{10'}$ %	$T_{\text{аз}}$ °C	$C_{\text{бр}}$ г/кг	$H_{10'}$ %	$T_{\text{аз}}$ °C	$C_{\text{бр}}$ г/кг	
1	8	70	280.1 – 280.3	6.78	80	280	6.85	20
2	20	70	279.1 – 279.8	6.78	80	280	6.85	8.2
3	16	70	279.3 – 279.8	6.78	80	280	6.85	8.2
4	23	70	279.4 – 279.7	6.78	80	280	6.85	6
5	11	70	279.4 – 279.7	6.78	80	280	6.85	6
6	21	70	280.9 – 281.8	6.78	80	280	6.85	15
7	4	70	281.5 – 281.7	6.78	80	280	6.85	18
8	8	70	279.6 – 280.3	6.78	80	280	6.85	20
8	26	70	279.9 – 280.7	6.78	80	280	6.85	9.8
9	1	70	280.2	6.78	80	280	6.85	16
9	12	70	279.9 – 280.6	6.78	80	280	6.85	9.8
10	15	70	279.0 – 280.2	6.78	80	280	6.85	11

Проведенные измерения эффективностей отдельных ОР СУЗ и определение асимметрии активной зоны реактора показали следующее.

1. Результаты измерения реактивности после сброса отдельных ОР СУЗ в активную зону сильно зависят от положения этого ОР СУЗ относительно используемой в эксперименте ИК (пространственный эффект), однако к 300 – 400-ой секунде после падения органа реактивность стабилизируется и становится по всем каналам ее измерения равной одному и тому же значению. Таким образом, эффективность отдельных ОР СУЗ может измеряться с помощью любой используемой в эксперименте ИК вне зависимости от ее положения относительно ОР СУЗ. Для сокращения времени проведения физэкспериментов с целью определения эффективностей отдельных органов регулирования СУЗ рекомендуется сигналы от всех ис-

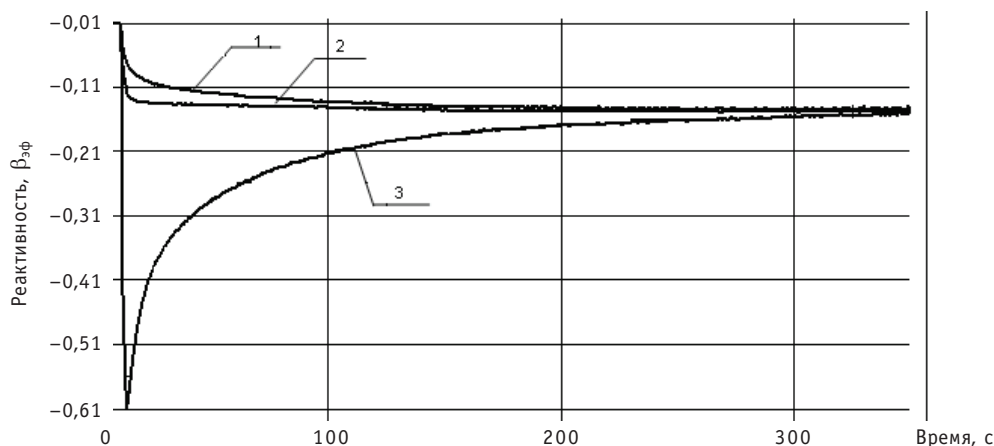


Рис. 2. Эксперимент по определению эффективности ОР СУЗ 13-22 из восьмой группы: 1 – ИК № 14; 2 – ИК № 25; 3 – ИК № 3

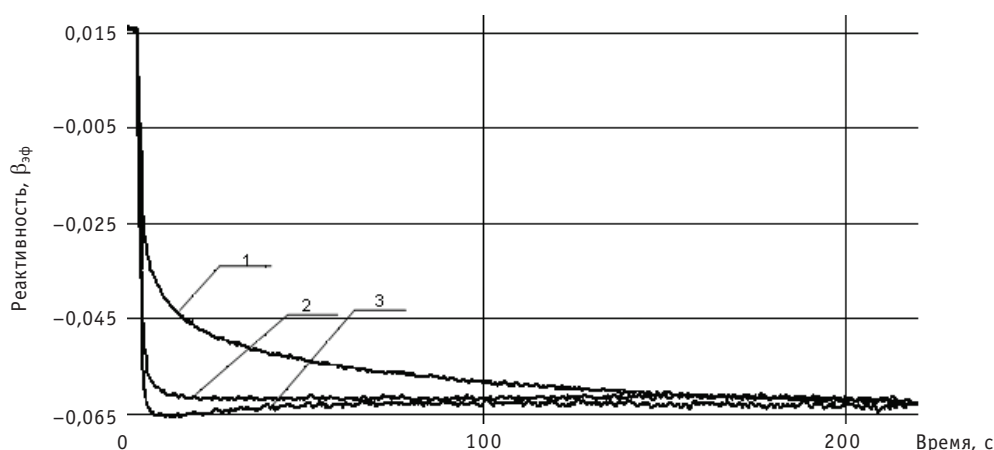


Рис. 3. Эксперимент по определению эффективности ОР СУЗ 07-32 из первой группы: 1 – ИК № 3; 2 – ИК № 25; 3 – ИК № 14

пользуемых для измерения нейтронного потока ИК подавать на вход одного измерителя реактивности. Данную рекомендацию необходимо подтвердить экспериментально.

2. Экспериментальные значения эффективностей отдельных симметрично расположенных ОР СУЗ систематически превышают соответствующие расчетные значения. Это превышение достигает 10% и более, что существенно выше допустимой погрешности измерений. Обусловлено это, очевидно, неточностью констант, используемых в программе БИПР-7А для топливных загрузок, укомплектованных ТВСА. Рекомендуется уточнить константы, используемые в программе БИПР-7А, для уменьшения ошибки при теоретическом расчете.

Литература

1. Литицкий В.А., Кутин Б.В., Паршутин В.С. Комплекс программно-технических средств для измерения нейтронно-физических характеристик в период пуска и освоения мощности энергоблока №3 Калининской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2.

Поступила в редакцию 27.08.2010

ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩАЯ СИСТЕМА МАЛОЙ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ВЫСОКОЭФФЕКТИВНОГО НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОГО ТЕРМОЭМИССИОННОГО ПРОЦЕССА

П.А. Маслов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Рассмотрена концепция малой АЭС АИСТ-МП и предложены основы проектных решений для конструкции электрогенерирующих элементов и каналов. Предложен метод выравнивания температуры коллекторов ЭГЭ по высоте ЭГК. Проведены расчеты теплоэлектрофизических характеристик ЭГК с динамической подачей пара цезия, подтверждающие высокую эффективность преобразования энергии, сравнимую с эффективностью ЯЭУ на основе турбомашинного цикла преобразования.

Ключевые слова: термоэмиссия, термоэмиссионный преобразователь (ТЭП), электрогенерирующий канал (ЭГК), электрогенерирующий элемент (ЭГЭ), реактор-преобразователь.

Key words: thermionic conversion, thermionic converter, electricity generation channel, electricity generation element, reactor-converter.

ВВЕДЕНИЕ

В связи с развитием добывающей промышленности в удаленных регионах России существует потребность в экономических автономных источниках теплоэнергоснабжения. Именно этим обусловлен интерес к ядерным энергетическим установкам малой мощности. Однако на сегодняшний день практически отсутствуют предложения по малым АЭС с электрической мощностью 1–2 МВт с коротким строительным циклом, высокой надежностью и упрощенным обслуживанием (концепция «атомной батарейки»).

Экспериментальные исследования, выполненные в Чалмерском университете (Швеция) [1,2] и ГНЦ РФ-ФЭИ [3], показали возможность повышения КПД ТЭП до 20–25%. Значительное увеличение эффективности преобразования энергии может быть достигнуто при переходе к новому состоянию межэлектродной среды – переводу паров цезия в конденсат возбужденных состояний. Результаты экспериментальных исследований представлены в [3]. Измерения проводились в низкотемпературной области при температуре эмиттера ниже 1360 К при динамической подаче паров цезия. Обнаружено снижение барьерного индекса вплоть до $V_B = 1.6$ эВ и эмиссионной работы выхода коллектора до $\Phi_C = 1.0$ эВ. В процессе

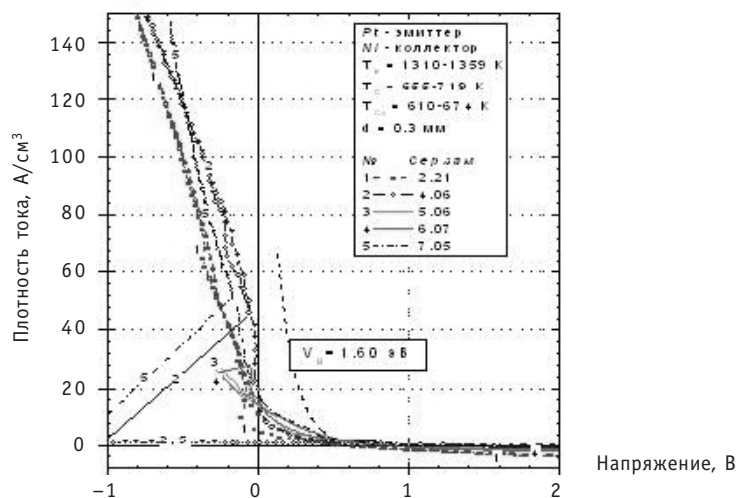


Рис. 1. Вольтамперные характеристики ТЭП при динамической подаче цезия в межэлектродный зазор

дальнейшей работы в режиме динамической подачи цезия произошло дополнительное увеличение выходного напряжения ТЭП. Это можно видеть по ВАХ, представленным на рис. 1. Расчет эффективности преобразования по величине барьерного индекса для этих вольтамперных характеристик дает величину коэффициента преобразования порядка 30%. С учетом внутренних потерь в термоэмиссионном преобразователе и отводящих шинах ожидается, что системный КПД составит величину $\gg 25\%$. Соответственно, появляется принципиальная возможность создания малой АЭС с термоэмиссионным способом преобразования энергии с высокой эффективностью, превосходящей заявленную в известных проектах малых АЭС (порядка 18–20%) с машинным преобразованием энергии.

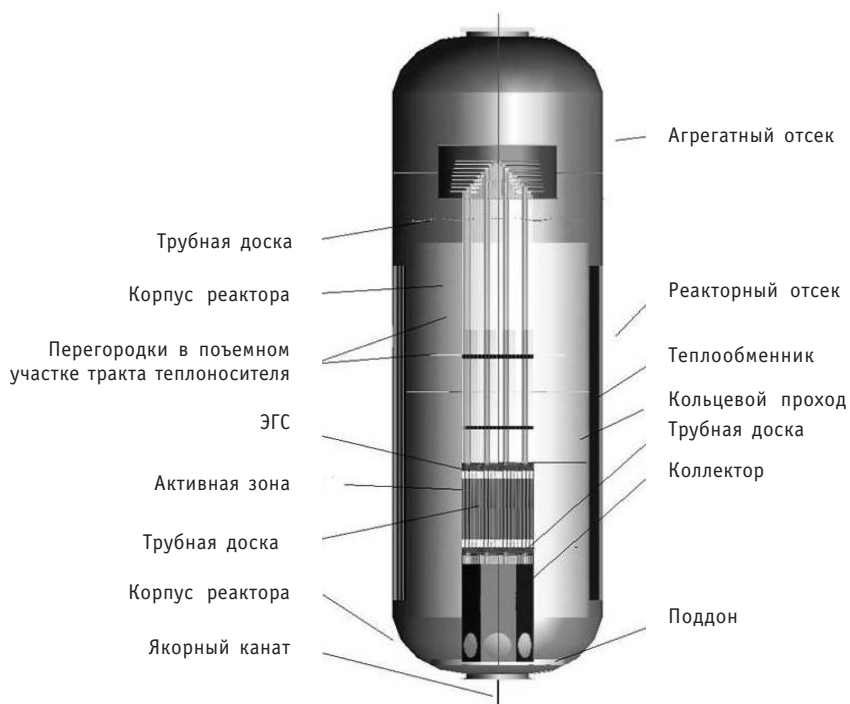


Рис. 2. Конструктивно-компоновочная схема малой АЭС АИСТ-МП

В свою очередь это позволяет рассматривать термоэмиссионные технологии как коммерчески привлекательные для использования в составе малой АЭС типа АИСТ-МП (автономный источник термоэмиссионный для морских платформ) [4].

В статье рассмотрены вопросы разработки электрогенерирующих систем термоэмиссионной АЭС типа АИСТ-МП, схема которой представлена на рис. 2.

Основным узлом малой АЭС является водо-водяной реактор (аналог исследовательского реактора типа ИРТ-2000).

Следует отметить, что термоэмиссионные электрогенерирующие системы традиционной коаксиальной геометрии, используемые в космических ЯЭУ первого поколения (ТОПАЗ) и второго поколения, обычно называют электрогенерирующими каналами (ЭГК) [5].

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МАЛОЙ АЭС АИСТ-МП

Основные технические характеристики малой АЭС АИСТ-МП приведены в табл. 1 [4].

Основная часть малой АЭС АИСТ-МП – ее ядерно-энергетический блок (ЯЭБ) – размещена в прочном корпусе под приборным отсеком (ПО), в котором, в частности, размещается аппаратура системы автоматического управления (САУ).

Поперечное сечение активной зоны (а.з.) приведено на рис. 3.

Охлаждение активной зоны (а.з.) водо-водяного реактора-преобразователя (РП) происходит за счет естественной циркуляции. Система охлаждения одноконтурная с отводом тепла к забортной воде непосредственно через стенку корпуса.

Активная зона набрана из 306-ти электрогенерирующих сборок (ЭГС), размещенных в гексагональной упаковке, по 7 ЭГК в каждой сборке. ЭГК содержит 15 рядов ЭГЭ, разделенных коммутационными проставками высотой по 2 см. Высота каждого ЭГЭ – 8,1 см. Диаметр ЭГК – 2,4 см. ЭГК расположены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 3,0 см.

В качестве топлива используется топливная композиция на основе смеси диоксидов плутония и тория ($PuO_2 - 4,4\% + ThO_2 - 95,6\%$) плотностью $10,4 \text{ г/см}^3$.

Таблица 1

Основные технические характеристики малой АЭС АИСТ-МП

Параметр или характеристика	Размерность	Значение
Габариты ЯЭУ		
- максимальный диаметр корпуса ЯЭУ, не более	мм	4500
- осевой габарит ЯЭБ, не более	мм	14000
Назначенный срок службы (ресурс)	год	~20
Полезная электрическая мощность, не менее	кВт	2000
Электрическая мощность на клеммах реактора-преобразователя (РП)	кВт	2400
Тепловая мощность РП, не более	кВт	8000
Рассеиваемая тепловая мощность	кВт	6000
Напряжение на клеммах РП, В	В	120
Расстояние между центром а. з. РП и ПО	мм	8000
Теплоноситель		Вода
Температура воды на выходе а.з, не более	°С	90
Перепад температуры воды на а.з, не более	°С	30

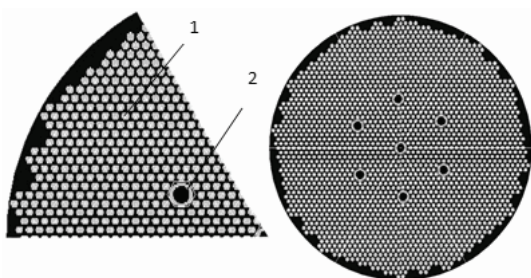


Рис. 3. Поперечное сечение активной зоны: 1 – ЭГК; 2 – стержни регулирования

Загрузка плутония с изотопным составом, соответствующим мокс-топливу, составляет 159,6 кг. Загрузка топливной композиции – 4,16 т. Топливная композиция занимает 65% объема узла эмиттера.

Для регулирования РП предусмотрены семь органов регулирования в виде стержней с поглощающим материалом из карбида бора с естественным изотопным составом.

Основные характеристики РП приведены в табл. 2 [4].

Таблица 2

Основные характеристики РП

Характеристика	Значение
Загрузка плутония, кг	159,6
Загрузка ThO_2 , т	4,00
Площадь эмиссионной поверхности РП, м^2	158,6
Шаг решетки ЭГК, мм	30
Количество сборок в реакторе	306
Количество ЭГК в ЭГС	7
Количество ЭГК в реакторе	2142
Высота активной зоны, см	149,5
Приведенный диаметр активной зоны, см	142,5

Использование водо-водяного реактора бассейнового типа с термоэмиссионным преобразователем является конструктивной особенностью малой АЭС. Размещение реактора в бассейне большого объема по сравнению с корпусными конструкциями и охлаждение ЭГК естественной конвекцией теплоносителя будет способствовать существенному увеличению показателей надежности и безопасности.

Продолжительность ресурса работы ЯЭУ обеспечивается высоким исходным запасом реактивности на выгорание топлива при высоком коэффициенте его воспроизводства и низкой энергонапряженностью термоэмиссионного преобразователя в составе электрогенерирующего канала.

ОСНОВЫ ПРОЕКТНЫХ РЕШЕНИЙ ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ

Разработанные в ГНЦ РФ-ФЭИ низкотемпературные высокоэффективные электродные материалы и рабочая среда для ТЭП нового поколения совместно с динамической подачей паров цезия в межэлектродный зазор (МЭЗ) в проведенных экспериментах показали увеличение коэффициента преобразования до 25% [3].

Основная проблема, которую необходимо решать при динамическом подводе пара цезия в МЭЗ термоэмиссионного преобразователя (ТЭП) как части электрогенерирующей системы, заключается в организации каналов подвода (отвода) пара. Особенно актуальной эта задача становится для ТЭП, размещенных в а.з. ре-

актора, для которой требование компактности размещения топлива является едва ли не основным. По-видимому, именно это обстоятельство послужило барьером для перехода от разработки ТЭП с динамической подачей пара цезия в МЭЗ к реализации такой подачи цезия в электрогенерирующих системах сразу же после открытия эффекта увеличения эффективности преобразования.

Выполнить ТЭП с динамической подачей пара цезия в МЭЗ компактно для последующего его использования в элементах а.з. позволяет техническое решение, найденное в ГНЦ РФ-ФЭИ [6]. Сущность его заключается в отказе от подвода (отвода) цезия в МЭЗ в газовой фазе и переходе к циркуляции расплава цезия на части циркуляционной петли в структуре коллекторного узла (вне МЭЗ). Структура, обеспечивающая микроциркуляцию пара цезия в МЭЗ по предложенному принципу, представлена на рис. 4.

Термоэмиссионный преобразователь содержит токоподводы 8, обогреваемый эмиттер 1 и охлаждаемый перфорированный коллектор 2, разделенные МЭЗ 3, систему подачи пара цезия через отверстия в аноде в МЭЗ 3, которая образована соединенными между собой перфорированным коллектором 2, капиллярно-пористой прокладкой 4, пропитанной расплавом цезия, и подложкой коллектора 5, причем, по крайней мере, часть отверстий коллектора размещена над теплоизолирующими прокладками 6, размещенными в подложке коллектора 5.

Рабочий процесс преобразования энергии осуществляется подводом тепла к эмиттеру от топливного сердечника с прогревом его до температуры в диапазоне 1100–1300°C при отводе тепла от коллектора теплоносителем через коллекторный пакет при температуре 500–700°C. В указанном температурном режиме устанавливается пятнистая структура поля температуры капиллярно-пористой структуры 3 – под отверстиями в перфорированном коллекторе с теплоизолирующими прокладками ее температура выше, чем под отверстиями без теплоизолирующих прокладок. В результате в коллекторной системе происходит интенсивное испарение цезия и поступление его пара через отверстия в коллекторе над теплоизолирующими прокладками в МЭЗ и конденсация пара цезия на капиллярно-пористой структуре поступающего из МЭЗ через отверстия коллектора, размещенные вне теплоизолирующих прокладок. За счет капиллярных сил цезий перетекает по капиллярно-пористой структуре от отверстий из части коллектора без теплоизолирующих прокладок к отверстиям в части коллектора с теплоизолирующими прокладками, тем самым обеспечивается замкнутый цикл циркуляции цезия.

КОНСТРУКЦИЯ ЭГЭ И ЭГК

Одна из основных причин малого ресурса работы и нестабильности выходных энергетических характеристик ЯЭУ с термоэмиссионным преобразованием энергии связана с тем, что выходящие из тепловыделяющего элемента топливо или отдельные компоненты сложных топливных композиций, а также некоторые продукты деления, попадая в МЭЗ, могут оказывать существенное влияние на эмисси-

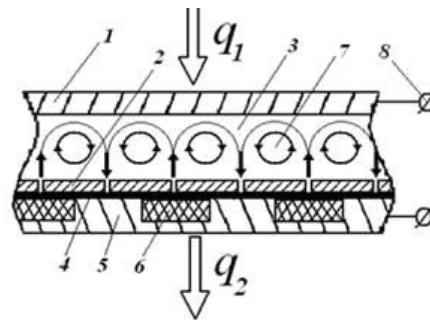


Рис. 4. Схема электродов электрогенерирующего элемента с динамической подачей цезия в МЭЗ: 1 – эмиттер; 2 – коллектор; 3 – МЭЗ; 4 – капиллярно-пористая прокладка, заполненная расплавом цезия; 5 – подложка коллектора; 6 – теплоизолирующая прокладка; 7 – микроциркуляционные ячейки; 8 – токоподводы

онные свойства и соответствующие характеристики электродов, например, на работу выхода, степень черноты, а также образовывать на коллекторе слой с повышенным электрическим сопротивлением. Для повышения надежности ЭГЭ малой АЭС АИСТ-МП за счет ограничения выноса в МЭЗ из полости твэла топлива и других компонентов, существенно влияющих на эмиссионные свойства электродов, предлагается газоотводная система с разделением тракта отвода газообразных продуктов реакции деления (ГПД) и тракта полости МЭЗ, что позволит, в конечном счете, увеличить ресурс работы малой АЭС.

Особенностями ЭГЭ являются коллекторная структура, обеспечивающая микроциркуляцию пара цезия в МЭЗ, разделенные тракты отвода ГПД и полости МЭЗ, а также герметичное соединение охранного электрода с оболочкой эмиттера.

На рисунке 5 представлена схема, полученная путем трехмерного моделирования ЭГЭ в среде AutoCAD.

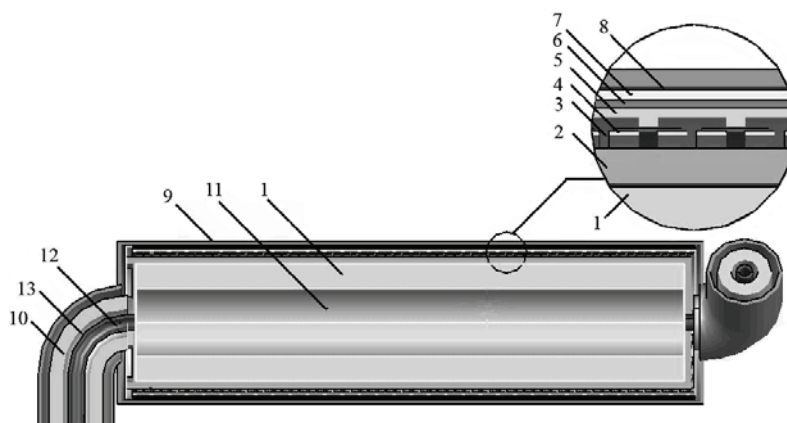


Рис. 5. Разрез электрогенерирующего элемента: 1 – топливо; 2 – оболочка эмиттера; 3 – МЭЗ; 4 – коллекторная структура; 5 – оболочка коллектора; 6 – «мокрая» электроизоляция; 7 – оболочка охранного электрода; 8 – гелиевый зазор; 9 – корпус; 10 – трубчатые токоподводы; 11 – полость сбора ГПД; 12 – капилляр отвода ГПД; 13 – канал подачи пара цезия

ЭГЭ содержит топливо 1 в виде цилиндра с центральной полостью для сбора ГПД 11. Топливо заключено в оболочку из жаропрочной и жаростойкой стали ЭП747, выполняющей функции эмиттера 2. На торцевых кольцевых крышках оболочки размещены капилляры 12 $\varnothing 1,6 \times 0,4$, сообщающиеся с внутренней полостью топлива 1, предназначенные для отвода ГПД, соединенные с оболочками соседних ЭГЭ. Материал капилляра – тантал, выбор материала обусловлен высоким электрическим сопротивлением и жаростойкостью. Один из торцов оболочки соединен перфорированной кольцевой крышкой с коллектором, второй – с охранным электродом 7.

Коллектор и охранный электрод разделены между собой слоем «мокрой» электроизоляции 6 на основе оксида алюминия. Электроизоляция 6 также выполняет функцию гермоввода, разделяя цезиевую полость от газовой. Материал коллектора и охранного электрода – ниобиевый сплав марки НБЦУ как хорошо сочетающийся с оксидом алюминия по коэффициенту термического расширения. Охранный электрод с одного торца соединяется с эмиттером. Между корпусом ЭГЭ 9 и охранным электродом находится зазор 8, заполненный гелием. Гелиевый зазор необходим, чтобы уменьшить термическое напряжение на корпусе ЭГЭ; также, профилируя его толщину для разных ЭГЭ, можно выровнять температуру коллекторов по высоте ЭГК. Трубчатые токоподводы 10 выполняют роль коммутационной перемычки и тракта подачи пара цезия. Благодаря высокой температуре то-

коподвода исключается конденсация пара цезия на стенках полости тракта.

Из приведенного рисунка видно, что по сравнению с обычными энергетическими реакторами твэл АИСТ-МП обладает двумя дополнительными барьерами безопасности – в случае разгерметизации оболочки твэла на пути миграции осколков деления располагаются герметичные оболочки корпуса ЭГЭ и система оболочек охранного электрода и коллектора.

ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩАЯ СБОРКА

Назначение ЭГС – конструктивно объединить «мелкие» объекты (ЭГЭ) в более крупные сборочные единицы. Применительно к термоэмиссионным реакторам-преобразователям у них появляется еще одна функция – последовательная электрическая коммутация ЭГЭ с целью увеличения выходного напряжения и снижения величины генерируемого тока для уменьшения омических потерь в токоподводах и коммутационных шинах в рабочей точке вольтамперных характеристик (ВАХ) АИСТ-МП, обеспечивающей заданную электрическую мощность реактора-преобразователя. Для этого было проведено трехмерное математическое моделирование конструкции ЭГС в среде AutoCAD 2008. Конструкция ЭГС представлена на рис. 6.

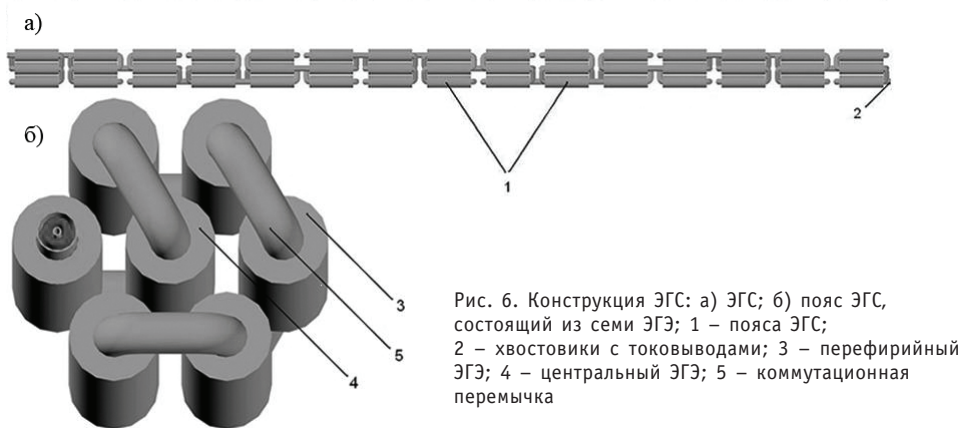


Рис. 6. Конструкция ЭГС: а) ЭГС; б) пояс ЭГС, состоящий из семи ЭГЭ; 1 – пояса ЭГС; 2 – хвостовики с токовыводами; 3 – переферийный ЭГЭ; 4 – центральный ЭГЭ; 5 – коммутационная переемычка

ЭГС состоит из 15 поясов ЭГЭ 1, расположенных друг за другом. Пояса ЭГЭ содержат по 7 элементов в гексагональной упаковке, соединенных последовательно для обеспечения ввода тока в пояс по одному торцу, а вывода – по другому, что позволяет соединять пояса напрямую, без дополнительных токонесущих шин. В пределах каждого пояса ЭГЭ соединены последовательно коммутационными переемычками 5. Данная схема соединений позволяет получить на клеммах ЭГС выходное напряжение порядка 100 В.

ПРОФИЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ КОЛЛЕКТОРОВ ЭГЭ

При изменении температуры коллекторов ЭГЭ по ЭГС происходит переток пара цезия по ЭГК и конденсация его в ЭГЭ с пониженной температурой, что ведет к осушению по цезию в коллекторах ЭГЭ с более высокой температурой. Во избежание этого необходимо обеспечить постоянство температуры коллекторов ЭГЭ по высоте а.з. Выравнивание температуры коллекторов в ЭГК осуществляется профилированием толщины гелиевого зазора между коллекторным пакетом и чехлом ЭГЭ, исходя из того, что для более энергонапряженных ЭГЭ его толщина должна быть уменьшена для увеличения интенсивности теплосъема.

Толщина гелиевого зазора рассчитывалась по известной зависимости для плоского слоя:

$$\delta = \frac{\Delta T \cdot \lambda}{Q_{col}},$$

где ΔT – разность температур коллектора и теплоносителя; λ – удельная теплопроводность гелия; Q_{col} – плотность теплового потока на коллекторе.

Распределение плотности теплового потока в ЭГЭ по высоте а.з. и расчетные значения толщины гелиевого зазора в ЭГЭ по высоте а.з. представлены на рис. 7. В таблице 3 представлены значения толщины гелиевого зазора.

Из результатов расчета видно, что технологически возможно исполнить ЭГЭ с переменной толщиной гелиевого зазора и обеспечить выравнивание температуры коллекторов по высоте ЭГК.

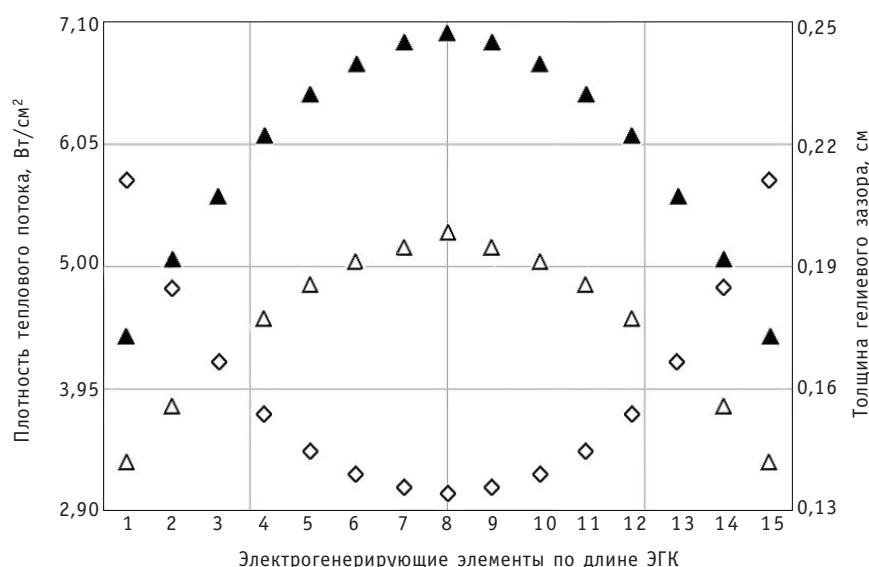


Рис. 7. Распределение плотности теплового потока по высоте а.з.: \triangle на коллекторе; \blacktriangle на эмиттере; \diamond – толщины гелиевого зазора по высоте а.з.

Таблица 3

Толщина гелиевого зазора для различных ЭГЭ

№ элемента	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
δ , мм	2,1	1,8	1,7	1,5	1,45	1,4	1,35	1,3	1,35	1,4	1,45	1,5	1,7	1,8	2,1

РАСЧЕТ ЭЛЕКТРОТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭГК

Предварительный расчет характеристик ЭГК с динамической подачей пара цезия, организованной путем микроциркуляции цезия, был выполнен в рамках методики расчета с сосредоточенными параметрами [8]. Выбор методики определен недостаточной экспериментальной изученностью термоэмиссионного процесса в условиях динамического подвода пара цезия в МЭЗ, что затрудняет получение непрерывной интерполяционной зависимости для плотности тока между электродами. Для расчета использовалась экспериментально полученная база данных о ВАХ [9] (расчетные данные получены интерполяцией экспериментальных результатов).

Таблица 4

Основные теплоэлектрофизические характеристики ЭГК

Электрический ток ЭГЭ I , А	50	60	70
Средняя плотность тока j , А/см ²	1,0	1,2	1,4
Выходное напряжение одного элемента U_{out} , В	1,16	1,13	1,1
Выходное суммарное напряжение эквивалентного ЭГК $U_{сум}$, В	17,23	16,74	16,26
Удельная выходная электрическая мощность E , Вт/см ²	1,14	1,33	1,51
Выходной КПД модуля η_{out} , %	25,68	28,72	31,34
Удельная тепловая мощность, отводимая эмиттером Q_e , Вт/см ²	4,47	4,66	4,85
Удельная тепловая мощность, отводимая коллектором Q_c , Вт/см ²	3,32	3,32	3,32

С учетом потери напряжения на конструктивных элементах получены характеристики ЭГЭ для трех значений тока – 50, 60 и 70 А. Результаты расчета представлены в табл. 4.

Из представленных данных видно, что использование в ЭГК экспериментальных данных о ВАХ, полученных для термоэмиссионного процесса с динамической подачей пара цезия в МЭЗ при относительно низкой рабочей температуре эмиттера дает высокую эффективность преобразования энергии, что обеспечивает заявленные характеристики малой АЭС АИСТ-МП.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенная концепция ЭГС, реализующая термоэмиссионный процесс преобразования энергии путем организации динамической подачи пара цезия в межэлектродный зазор, позволяет существенно увеличить эффективность преобразования энергии и предложить ее для АЭС типа АИСТ-МП с высокой эффективностью прямого преобразования энергии, по крайней мере, не хуже эффективности ЯЭУ на основе турбомашинного цикла преобразования.

Автор выражает благодарность научному руководителю В.И. Ярыгину за постановку задачи и обсуждение полученных результатов, Г.Э. Лазаренко за помощь в освоении проектных решений в среде AutoCad 2008 и консультации при подготовке настоящей работы и В.Л. Шаблову за полезные советы и дискуссии.

Литература

1. *Holmlid L.* Rydberg States and Rydberg matter in thermionic energy converters/Proc. Thermionic Energy Conversion Specialist Conference. Goteborg, Sweden. – 1993. – P. 47.
2. *Svensson R., Holmlid L., Kennel E.* Experiments with different collector hole matrices in a Thermionic Energy Converter/Proc. Thermionic Energy Conversion Specialist Conference. Goteborg, Sweden. – 1993. – P. 93.
3. *Ярыгин В.И., Касиков И.И., Миронов В.С., Агафонов В.Р., Тулин С.М., Гончар А.И., Терехов С.В., Котова А.А., Резвых В.П., Горохова Е.Л.* Экспериментальное исследование свойств конденсата возбужденных состояний вещества (ридберговской материи) электрофизическими и оптическими методами. /Труды регионального конкурса научных проектов в области естественных наук. Вып. 9. – Калуга, 2006.
4. *Лазаренко Г.Э., Ярыгин В.И., Пышко А.П.* Автономная ядерная энергетическая установка электро- и теплоснабжения прямого преобразования тепловой энергии в электричество /Международная научно-практическая конференция «Малая энергетика – 2006» (Москва, 2006): Тез. докл. – С.68-70.

5. Зродников А. В., Забудько А. Н., Овчаренко М. К., Пустовалов А. А., Ярыгин В. И. Модель космоса. 8-е изд. – М.: Изд-во «Университет – книжный дом», 2007.
6. Патент РФ от 16.04.2010 № 2390872 «Термоэмиссионный преобразователь» (Заявка №2009114500), авт. Г.Э. Лазаренко, Д.Г. Лазаренко, В.И. Ярыгин, опубликован в бюллетене «Изобретения. Полезные модели»
7. Кутателадзе С. С. Теплопередача и гидродинамическое сопротивление. Справочное пособие. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
8. Ружников В. А. Методы расчета тепловых и электрических характеристик систем прямого преобразования энергии. Часть 1. Термоэмиссионный электрогенерирующий канал ЭГК. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001. – 25 с.
9. Виноградов Е. Г., Ярыгин В. И. Демонстрационная база экспериментальных данных (БД ВАХ ТЭП) лабораторного термоэмиссионного преобразователя (учебный ТЭП). – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, ИАТЭ, 2007. – 20 с.
10. Кириллов П. Л., Терентьева М. И., Денискина Н. Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учеб. пособие. – Обнинск, 2005. – 181 с.

Поступила в редакцию 28.01.2011

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА СМ И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕЕ ТЕСТИРОВАНИЯ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

В.А. Старков*, Ю.Б. Чертков**

**ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград*

***Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск*



Приводится описание расчетной модели активной зоны реактора СМ, созданной на основе программы MCU-RR2. Заложенный в программе подход к заданию исходных данных позволяет детально описать геометрические характеристики и учесть гетерогенность структуры активной зоны реактора, проводя потвальный расчет энерговыделения. Программная надстройка к коду MCU-RR2 позволяет моделировать перемещение органов регулирования в процессе кампании, определять распределение энерговыделения по твэлам активной зоны без применения методов усреднения (гомогенизации), коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения по ячейкам реактора, по сечению и высоте ТВС, плотность теплового потока с поверхности твэлов и запас до кризиса теплообмена.

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

Key words: power density, thermal flux density, fuel assembly (FA), coefficient of power density distribution non-uniformity, control units, neutron flux density.

ВВЕДЕНИЕ

Тенденция на продление ресурса действующих энергоблоков и улучшение их топливного цикла стала преобладающей для атомной энергетики страны. Вместе с тем сохраняется интерес к новым разработкам, среди которых важное место отводится усовершенствованным водо-водяным реакторам с увеличенным ресурсом [1]. В связи с этим большое значение приобретает решение задачи по обоснованию работоспособности материалов, облученных до больших флюенсов быстрых нейтронов в воде высоких параметров. Основной целью модернизации активной зоны высокотемпературного реактора СМ является обеспечение ускоренных высокодозных облучений в контролируемых условиях конструкционных материалов ядерной техники. Эта цель достигается перекомпоновкой активной зоны ре-

© В.А. Старков, Ю.Б. Чертков, 2011

актора, когда в объеме активной зоны с жестким спектром нейтронов вместо части топлива размещаются дополнительные петлевые и ампульные каналы облучения [2].

Активная зона реактора СМ имеет сложную гетерогенную структуру и высокую плотность потока тепла с поверхности твэлов, до 15 МВт/м^2 (среднее значение по периметру твэла). Большие значения коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения ($K_v \sim 5.6$) приводят к тому, что максимальные значения плотности потока тепла реализуются при наличии поверхностного кипения на твэлах. Именно это определяет эксплуатационные запасы и теплотехническую надежность активной зоны при работе реактора на номинальной мощности. Для высоконапряженной активной зоны реактора СМ с глубоким недогревом теплоносителя одним из основных факторов, ограничивающих мощность твэла, является кризис теплоотдачи. Создание большого запаса до кризиса ухудшает физические характеристики реактора, а незначительный запас при возможных колебаниях мощности и расхода теплоносителя может вызвать перегрев твэлов и создание аварийной ситуации. Для твэлов с необлученным топливом наиболее опасен кризис теплоотдачи первого рода с образованием пленки пара вокруг теплоотдающих поверхностей. Опасность этой ситуации заключается в том, что ввиду малой постоянной времени твэла и малой теплоемкости, а также из-за наличия высоких тепловых нагрузок происходит практически мгновенный разогрев твэла. В течение нескольких долей секунды возможно расплавление не только топливной матрицы ($T_{пл} \sim 1000^\circ\text{C}$), но и оболочки твэла ($T_{пл} \sim 1400^\circ\text{C}$). При этом в теплоноситель может выйти большое количество радионуклидов. Для твэлов с выгоревшим топливом при нормальных условиях работы вероятность кризиса теплоотдачи снижается, так как в топливной композиции уменьшается содержание делящегося нуклида и тепловые нагрузки на них заметно ниже. С другой стороны, в процессе выгорания топлива из-за ухудшения свойств материалов происходит постепенное снижение допустимой температуры сердечника твэлов. В случае ее превышения также возможна разгерметизация твэла. Радиационные последствия в данном случае гораздо серьезнее, так как в теплоноситель попадают уже долгоживущие радионуклиды, накопленные в топливе в процессе эксплуатации.

Все это обуславливает актуальность и важность задачи детального (потвэльного) учета гетерогенной структуры активной зоны при определении энерговыделения и его распределения по твэлам для обоснования компоновочных решений, изменения структуры активной зоны при проведении ее модернизации. Ситуацию осложняет наличие профилирования расхода теплоносителя по ячейкам активной зоны. Решение этой задачи приводит к необходимости определять значение энерговыделения практически в каждом из более чем шести тысяч твэлов реактора.

Трудности принципиального характера при экспериментальном определении максимального энерговыделения связаны с невозможностью моделирования на физмоделе реактора всего многообразия распределения топлива (выгорания) в активной зоне реактора при использовании режима частичных перегрузок топлива, в то время как значение выгорания в ТВС ближайшего окружения сборки с необлученным топливом во многом определяет максимальное значение плотности теплового потока в ней.

Таким образом, задача может быть решена созданием прецизионной программы расчета энерговыделения, детально учитывающей гетерогенную структуру активной зоны реактора, и ее соответствующим тестированием на экспериментальных данных.

Для таких потвэльных расчетов нейтронных потоков и энерговыделения был выбран код MCU-RR2 [3]. Программы серии MCU предназначены для решения уравнения переноса нейтронов методом МонтеКарло на основе оцененных ядерных данных для систем с произвольной трехмерной геометрией. Они позволяют корректно учесть все геометрические и материальные особенности активной зоны, размещение в ней твэлов и рассчитать энерговыделение в каждом из них.

Для расчета реактивностных характеристик ядерных реакторов при использовании кодов этой серии часто применяют метод частичной гомогенизации, что позволяет сократить необходимые ресурсы памяти компьютера, время счета без существенных потерь точности при их определении [4]. Однако применение гомогенизации снижает достоверность определения плотности теплового потока с поверхности твэлов. Особенностью данной полномасштабной модели является то, что она наряду с детальным описанием геометрии активной зоны, центрального замедляющего блока, отражателя и элементов, входящих в их состав, позволяет провести потвэльный расчет поля энерговыделения в активной зоне в процессе выгорания топлива без применения методов гомогенизации.

Задачами расчета реактора с помощью модели являются определение значений плотности потока тепла с поверхности твэлов, поиск твэлов с максимальными значениями этой величины и, с учетом распределения расхода теплоносителя по сборкам, нахождение значений коэффициентов запаса до кризиса теплообмена для обоснования компоновочных решений активной зоны реактора СМ при проведении ее модернизации. Следует отметить, что область применения подходов, использованных при разработке программы, и самой программы гораздо шире и не ограничивается решением задач только по одному реактору СМ.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА СМ

Упрощенная блок-схема расчетной модели реактора СМ показана на рис. 1.

В программе используются два блока кода MCU-RR2:

- MCU_{стац} для расчета стационарного состояния реактора (определяется эффективный коэффициент размножения нейтронов и различные функционалы нейтронного потока в регистрационных зонах, в том числе плотности потока нейтронов и скорости реакций деления);
- BURNUP для расчета нуклидного состава материальных зон, изменяющегося при выгорании топлива в процессе кампании.

Для обработки результатов расчета программы MCU_{стац} создана вспомогательная программа, основанная на некотором стандартном представлении регистрационных зон, описывающих все твэлы реактора (программа ОБРАБОТКА). Программа ОБРАБОТКА определяет значения мощности каждого из твэ-

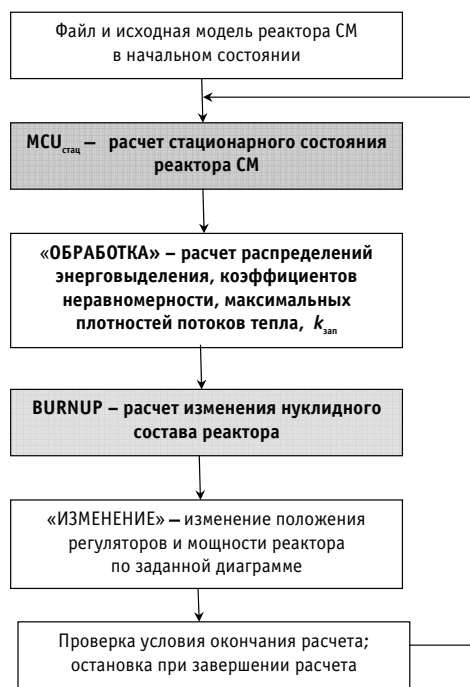


Рис. 1. Блок-схема работы расчетной модели реактора СМ (серым цветом выделены стандартные блоки программы MCU-RR2)

лов реактора СМ, коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения по ячейкам реактора, по сечению каждой из ТВС, максимальные по каждой из сборок плотности потока тепла с поверхности наиболее напряженных твэлов, значения коэффициентов запаса до кризиса теплообмена для каждой из ТВС (в соответствии с заданным гидропрофилированием расхода теплоносителя).

Для расчета критического значения плотности потока тепла с поверхности твэлов были использованы различные корреляции, применяемые для режимов работы твэла СМ [5, 6].

Для учета неравномерности распределения энерговыделения по высоте активной зоны были использованы результаты материаловедческих исследований двух облученных в реакторе СМ сборок с различным содержанием U-235 в твэлах: 5 и 6 г U-235 в твэле (условно обозначим ТВС № 1 и № 2 соответственно) [7–9]. В результате обработки большого, статистически значимого объема полученных экспериментальных данных было показано, что относительное распределение продуктов деления и энерговыделения по высоте твэлов определяется средним выгоранием топлива в твэле, а от местоположения твэла в сборке и начальной загрузки U-235 зависит незначительно [10]. Последнее позволяет связать значения коэффициентов неравномерности распределений продуктов деления и энер-

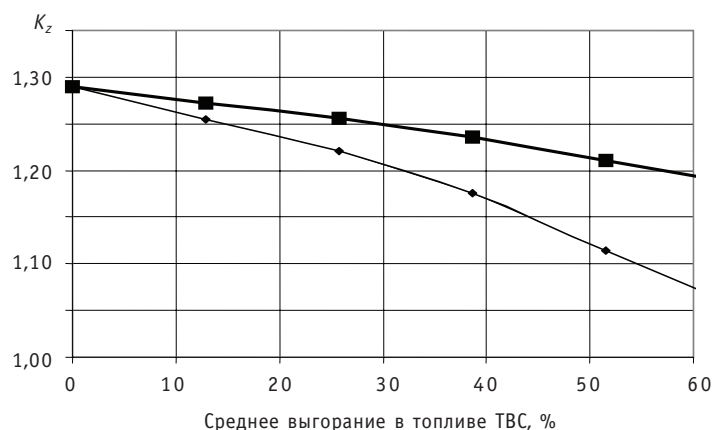


Рис. 2. Зависимости коэффициентов K_z (нижняя кривая) и коэффициента неравномерности распределения продуктов деления K_{zb} (верхняя кривая) от глубины выгорания в топливе ТВС: ■ – K_z (энерговыделение); ♦ – K_{zb} (продукты деления)

говыделения по высоте твэлов со средним значением выгорания в ТВС. Соответствующие зависимости представлены на рис. 2.

Таким образом, при расчете теплотехнических параметров (программа ОБРАБОТКА) неравномерность энерговыделения по высоте твэлов учитывается введением коэффициента K_z , определенного по аппроксимационной зависимости от выгорания топлива в ТВС (см. рис.2). Данное упрощение является консервативным и может приводить лишь к некоторому завышению максимальных значений энерговыделения в напряженных твэлах с наибольшим значением выгорания топлива.

Вместе с тем это позволило в созданной расчетной модели не вводить дополнительно множество материальных зон для описания изменяющегося изотопного состава по высоте твэлов. Каждый твэл описывался одной материальной зоной. Регистрационные зоны по высоте твэлов вводились только для расчета аксиальных распределений плотности потока нейтронов и энерговыделения.

В активной зоне реактора СМ находится ~ 6000 твэлов. Используемое в расчет-

ной модели число регистрационных зон составляет до 7000 зон (с учетом дополнительного количества зон для определения (при необходимости) высотных распределений энерговыделения и описания экспериментальных каналов отражателя и центрального замедляющего блока). Для описания материального состава активной зоны используется от 50 до 200 материальных зон, состав которых может меняться при выгорании топлива.

Для расчета кампании реактора была сделана дополнительная надстройка к программному комплексу – вспомогательная программа, которая в определенные моменты кампании изменяет положение органов регулирования в расчетной модели и значение мощности реактора (программа ИЗМЕНЕНИЕ) (см. рис.1).

Особенностью расчета реактора по программе MSU является статистический характер получаемого результата, при котором погрешность расчета определяется числом разыгрываемых историй нейтронов и, в конечном счете, временем расчета одного состояния реактора. При расчете на компьютере с тактовой частотой 2 ГГц и числом разыгрываемых историй 5–10 миллионов время расчета одного состояния составляет от двух до четырех часов. При этом статистическая погрешность расчета энерговыделения находится в диапазоне от 2 до 3%.

РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТИРОВАНИЯ МОДЕЛИ

В качестве экспериментальных данных для сравнения были использованы результаты измерений выгорания топлива по сечению двух топливных сборок [7–9], облучавшихся в активной зоне СМ и отличающихся как режимом облучения, так и загрузкой урана в твэлах (ТВС №1 с загрузкой 5 г урана-235 в твэле и ТВС №2 – 6 г урана-235).

При расчетном моделировании истории облучения ТВС на каждом шаге по времени разыгрывалось до 50 миллионов историй нейтронов. При этом статистическая погрешность определения энерговыделения в твэле составила менее 2%. Для экспериментального определения абсолютных значений выгорания топлива был

Таблица 1

Основные параметры ТВС № 1 (числитель) и ТВС №2 (знаменатель) в процессе облучения

№ кампании	Мощность, МВт	Максимальное выгорание, %	Среднее выгорание, %	$K_{\text{кр}}$ отн. ед.	$K_{\text{эф}}$ отн. ед.
1	4.01/4.00	8.07/11.22	3.62/6.15	2.39/1.89	2.23/1.83
2	3.60/3.07	9.06/21.70	4.05/12.22	2.1.8434	2.24/1.78
3	3.72/2.77	19.58/32.00	8.82/18.38	2.30/1.76	2.22/1.74
4	3.71/2.93	29.48/39.30	13.56/23.03	2.20/1.65	2.17/1.71
5	3.44/2.66	30.31/42.88	13.98/25.15	2.08/1.58	2.17/1.67
6	3.53/2.10	39.68/47.88	18.69/29.66	2.06/1.44	2.12/1.59
7	3.60/2.29	48.26/51.08	23.28/33.13	1.95/1.30	2.07/1.55
8	3.21/2.35	56.70/53.37	28.13/35.92	1.81/1.25	2.01/1.48
9	3.26/2.02	62.56/55.14	31.86/38.33	1.64/1.22	1.96/1.44
10	3.07/2.14	68.68/55.40	36.08/38.62	1.54/1.18	1.90/1.44
11	2.95/	73.99/	40.11/	1.45/	1.84/

разработан и аттестован эталонный образец выгорания, представляющий собой фрагмент твэла, вырезанный из зоны максимума распределения ПД. Его характеристики: нуклидный состав тяжелых атомов и продуктов деления были получены с помощью масс-спектрометрического анализа двух образцов-свидетелей, взятых по обеим сторонам от эталонного образца с последующим усреднением полученных данных. Погрешность экспериментального определения среднего выгорания в твэле – 6%.

В таблице 1 представлены общие результаты моделирования облучения ТВС №1 и №2 (K_k , K_{kb} – коэффициенты неравномерности распределения по сечению ТВС для усредненных по высоте энерговыделения и продуктов деления; выгорание определено как убыль U-235 за счет деления и захвата по отношению к его содержанию в необлученном топливе).

На рисунке 3 показано расчетное распределение выгорания топлива по сечению сборки № 1 на момент окончания облучения (жирным шрифтом отмечены твэлы, выгорание в которых определено также и экспериментально (рис.4).

74,0	70,8	69,1	68	67,1	66,1	65,0	63,8	62,5	61,0	59,4	58,2	57,8
58,5	55,6	54,0	53,0	52,1	51,4	50,6	49,9	49,2	48,6	48,4	48,4	49,0
53,4	49,1	46,8	45,5	44,7	44,0	43,5	43,1	42,8	42,6	42,8	43,7	46,2
46,8	43,5	41,8	40,9	40,3	39,9	39,6	39,4	39,4	39,6	40,5	42,6	42,6
46,9	42,5	40,2	39,0	38,4	38,0	37,7	37,6	37,6	37,7	38,4	39,9	43,4
42,7	39,6	38,0	37,3	36,9	36,7	36,6	36,5	36,5	36,9	37,9	40,3	40,3
44,1	39,8	37,6	36,6	36,2	36,0	35,8	35,8	35,7	35,8	36,4	37,9	41,5
40,6	37,7	36,3	35,7	35,4	35,3	35,2	35,1	35,1	35,3	36,2	38,5	38,5
42,5	38,2	36,2	35,3	35,0	34,8	34,7	34,6	34,6	34,6	35,1	36,5	39,9
39,5	36,6	35,3	34,7	34,4	34,3	34,2	34,1	34,1	34,4	35,2	37,4	37,4
41,6	37,5	35,5	34,5	34,1	33,9	33,8	33,8	33,8	33,9	34,4	35,8	39,3
38,8	36,0	34,6	33,9	33,6	33,5	33,4	33,4	33,5	33,8	34,8	37,1	37,1
40,6	36,8	34,9	33,9	33,4	33,2	33,1	33,1	33,1	33,4	34,0	35,5	38,9
38,0	35,5	34,2	33,5	33,2	33,0	32,9	33,0	33,1	33,5	34,4	36,6	36,6
39,7	36,8	35,3	34,6	34,1	33,9	33,7	33,6	33,6	33,7	34,2	35,4	38,2

Рис. 3. Расчетное распределение выгорания в твэлах ТВС № 1 (среднее по высоте), %

73,2	70,2	66,5				63,5				59,4	59,3	60,9
45,9						34,8						44,3
43,7												43,7
43,4			32,4			31,1			31,7			42,7
41,4						30,8						40,2
42,4	38,2	36,0				33,0			34,5	36,2		39,9

Рис. 4. Экспериментальное распределение выгорания в ТВС № 1, %

На рисунке 4 показаны аналогичные данные, полученные экспериментально [7– 9].

На рисунке 5 показано полученное в результате расчетного моделирования распределение выгорания по сечению сборки №2 на конец облучения (жирным шрифтом отмечены твэлы, выгорание в которых определено также и экспериментально (рис. 6).

55,4	53,4	51,6	50,4	49,4	48,4	47,6	46,8	46,1	45,5	45,0	45,2	47,3
45,9	43,1	41,5	40,4	39,6	38,9	38,4	38,1	37,8	37,7	38,1	39,8	
44,6	40,2	37,9	36,6	35,8	35,2	34,8	34,6	34,4	34,4	34,8	36,2	39,8
40,5	37,2	35,5	34,6	34,0	33,6	33,3	33,3	33,3	33,6	34,5	37,1	
42,9	38,1	35,8	34,5	33,9	33,5	33,2	33,1	33,1	33,2	33,8	35,5	39,7
40,2	36,8	35,1	34,3	33,8	33,6	33,4	33,3	33,4	33,6	34,7	37,4	
43,4	38,4	36,1	35,0	34,4	34,1	33,9	33,7	33,7	33,8	34,4	36,2	40,5
40,9	37,5	35,8	35,1	34,7	34,4	34,3	34,2	34,2	34,6	35,6	38,4	
44,5	39,4	37,1	36,0	35,4	35,1	34,9	34,8	34,8	35,0	35,6	37,4	41,8
42,2	38,7	37,1	36,3	35,9	35,7	35,5	35,5	35,6	36,0	37,1	40,0	
45,8	40,9	38,6	37,4	36,8	36,5	36,2	36,2	36,2	36,5	37,3	39,2	43,5
43,7	40,4	38,7	37,9	37,4	37,1	36,9	36,9	37,1	37,6	38,9	41,7	
47,1	42,6	40,3	39,2	38,5	38,1	37,8	37,8	37,8	38,2	39,0	40,9	44,9
45,3	42,4	40,9	40,1	39,6	39,2	39,0	39,0	39,3	39,8	40,9	43,4	
48,8	45,2	43,6	42,7	42,1	41,7	41,4	41,3	41,4	41,6	42,2	43,6	46,6

Рис. 5. Расчетное распределение выгорания в твэлах ТВС № 2(среднее по высоте), %

57,9	54,4	52,0	51,0	50,1	48,5	48,4	46,5	46,2	47,2	47,3	48,2	51,4
					39,9	39,5						
46,5												43,1
42,8												41,1
				32,4		32,1	31,5					
43,0		32,9	32,4	32,1	31,4	31,5	31,9					41,9
44,2		34,4	33,1	32,4	32,2	32,4	32,7					42,4
			34,2	33,5	33,5							
45,4												42,9
47,1												44,9
					38,2	38,2						
49,2	45,1	42,9	41,9	41,1	41,0	41,1	40,9	40,7	41,4	42,0	43,2	46,9

Рис. 6. Экспериментальное распределение выгорания в ТВС № 2, %

На рисунке б приведены аналогичные данные, полученные в результате измерений в работах [7–9].

Результаты статистического анализа расчетных и экспериментальных данных показали их удовлетворительное согласие между собой (табл. 2):

- величина $r = B_{\text{эксп}} - B_{\text{расч}}$ (разность между экспериментальными и расчетными данными) распределена по нормальному закону (уровень значимости $\alpha = 0.05$);
- среднее значение $\langle r \rangle = m$ незначительно отличается от нуля;
- расхождение между расчетными и экспериментальными данными носит случайный характер, наличие систематической (например, методической в расчете) ошибки на соответствующем уровне значимости не выявлено;
- последовательные формулировки нуль-гипотез о виде регрессионной зависимости $B_{\text{эксп}}$ ($B_{\text{расч}}$) с последующей проверкой по критериям Фишера и Пирсона

Таблица 2

Результаты сравнения расчетных и экспериментальных данных

Параметр	Значение для ТВС		Размерность
	№ 1	№ 2	
Параметры распределения			
$r = V_{\text{эксп}} - V_{\text{расч}}$			
– объем выборки	27	60	%
– среднее значение (m)	-0.13	-0.29	%
– оценка дисперсии (s^2)	3.8	2.4	%
– СКО	1.9	1.6	%
– критерий χ^2 на проверку нормальности распределения	6.9 (7.8) ⁽¹⁾	3.3 (7.8) ⁽¹⁾	отн.ед.
– t -критерий на значимость отличия m от нуля	-0.36 (2.06) ⁽¹⁾	-1.45 (2.00) ⁽¹⁾	отн.ед.
Параметры уравнения регрессии			
– β	0.995	0.991	отн.ед.
– СКО (β)	$9.0 \cdot 10^{-3}$	$5.0 \cdot 10^{-3}$	отн.ед.
– остаточная дисперсия	0.099	0.064	%
– множественный коэффициент корреляции R	0.98	0.97	отн.ед.

⁽¹⁾ – критическое значение

(рассматривались различные сочетания параметров кубической параболы) показали, что уравнение регрессии с наименьшим числом параметров, адекватно описывающее связь экспериментальных и расчетных данных, имеет вид $V_{\text{эксп}} = \beta V_{\text{расч}}$;

- сильная корреляционная связь между $V_{\text{эксп}}$ и $V_{\text{расч}}$ ($\beta \approx 1$, см. табл.2) является следствием зависимости случайных величин $V_{\text{эксп}}$ и $V_{\text{расч}}$ между собой и достаточно высокой точностью определения выгорания топлива обоими способами.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- Разработана полномасштабная модель высокопоточного реактора с использованием программы MCU-RR для детального расчета энерговыделения и плотности теплового потока с поверхности твэлов. Изложен методический подход к разработке модели, основанный на использовании экспериментальных данных по измерению аксиальных коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения и продуктов деления в твэлах. Это позволило оптимизировать использование памяти ПЭВМ с целью детализации описания структуры активной зоны.

- Проведено тестирование модели на статистически значимом объеме экспериментальных данных по выгоранию топлива. Получено удовлетворительное согласие результатов расчета и эксперимента.

- Примененные методические подходы к разработке модели могут быть использованы при решении аналогичных задач для расчета высоконапряженных ядерных источников энергии с ограниченными запасами теплотехнической надежности элементов.

Литература

1. Солонин М.И. Требования к материалам и технологиям нового поколения. Перспективы их создания/Сб. докладов IV Научно-практической конференции минатома РФ «Использование достижений фундаментальных исследований в ядерных технологиях». – М., 2003.

2. Цыканов В.А., Святкин М.Н., Клинов А.В., Старков В.А. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения//Атомная энергия. – 2003. – Т. 93. – №3. – С.167.

3. *Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В.* Описание применения и инструкция для пользователя программой MSU-RFFI расчета методом МонтеКарло нейтроннофизических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5. – М.: ИАЭ, 1994.
4. *Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Старков В.А.* Использование имитатора IMCOR_SM в исследованиях по обоснованию модернизации активной зоны реактора СМ//Сб. трудов ОАО «ГНЦ НИИАР». Вып. 4. – Димитровград, 2009. – С. 3-20.
5. *Бобров С.Н., Грачев А.Ф., Махин В.М., Спиридонов Ю.Г.* Изучение поведения твэлов реактора СМ в режиме кризиса теплоотдачи//Сб. докладов Международной конференции «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР». «Теплофизика-98». Т. 1. Обнинск: ФЭИ, 1998. – С. 441-417.
6. *Грошева Н.А., Кирсанов Г.А., Коноплев К.Л., Шишкина Ж.А.* Расчет активной зоны с твэлами крестообразного сечения//Атомная энергия. 2003. – Т. 95. – Вып. 1.
7. *Цыканов В.А., Дворецкий В.Г., Косвинцев Ю.Ю. и др.* Материаловедческие исследования отработавшего топлива ИЯРСМ в обоснование концепции модернизации активной зоны/Сб. докладов VII Российской конференции по реакторному материаловедению. Т. 2, ч. 2 – Димитровград, 2003. – С. 40-55.
8. *Цыканов В.А., Четчикова З.И., Новоселов А.Е., Старков В.А. и др.* Оценка работоспособности твэлов СМ с увеличенным содержанием урана/Сб. докладов международной конференции «Исследовательские реакторы в XXI в.» (21-24 июня 2006, Москва, НИКИЭТ).
9. *Цыканов В.А., Четчикова З.И., Старков В.А., Чертков Ю.Б. и др.* Основные результаты исследований твэлов реактора СМ с повышенным содержанием урана//Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». Вып. 3. – Димитровград, 2005. – С. 3-20.
10. *Старков В.А., Чертков Ю.Б., Бестужева И.В., Чекалкин С.И.* Влияние выгорания топлива на распределение энерговыделения и продуктов деления в ТВС реактора СМ//Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». Вып. 4. – Димитровград, 2004. – С. 35-45.

Поступила в редакцию 1.10.2010

МЕТОДИКА ПОЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОННЫХ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ДЛЯ МАТЕРИАЛОВ – СМЕСЕЙ ИЗОТОПОВ В СИСТЕМЕ БНАБ

А.А. Перегудов, В.Н. Кошечев, Г.Н. Мантуров

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



Представлена методика получения нейтронных групповых констант для материалов – смесей изотопов с помощью программы CONSYST, являющейся составной частью системы констант БНАБ, где в качестве исходных данных используются групповые константы стабильных изотопов. Полученные групповые нейтронные константы сравнивались с результатами вычислений с помощью программ NJOY и CALENDF. Работоспособность методики продемонстрирована в расчетах критичности ряда бенчмарк-моделей быстрых критических сборок из международного справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook.

Ключевые слова: библиотека оцененных ядерных данных РОСФОНД, коды NJOY, CALENDF, CONSYST, система групповых констант БНАБ, расчеты критичности бенчмарк-моделей быстрых физическихборок.

Key words: library of evaluated nuclear data RUSFOND, ABBN group constants, codes NJOY, CALENDF, CONSYST, criticality calculation of benchmark models of fast physical assemblies.

ВВЕДЕНИЕ

В современных библиотеках оцененных ядерных данных, таких как ENDF/B-VII, JENDL-4.0, JEFF-3.1.1, РОСФОНД [1] оцененные нейтронные данные приводятся, как правило, отдельно для стабильных изотопов (и радиоактивных нуклидов), а для элементов смеси они отсутствуют. Например, нейтронные данные представлены для отдельных стабильных изотопов Fe-54, Fe-56, Fe-57 и Fe-58, а для природного железа данные отсутствуют. Такая ситуация понятна и обусловлена тем, что оценка нейтронных данных для отдельных стабильных изотопов, как правило, может быть выполнена более корректно, чем для естественной смеси.

Однако в практике использования нейтронных констант в расчетах ядерных реакторов, где в расчетах задаются плотности материалов – природных элементов или их смесей (например, железо, хром, никель, стали различных марок), нет необходимости задания концентраций по отдельным изотопам. Более того, эта информация является избыточной, желательно сократить число нуклидов, входящих в состав среды, что позволяет существенно уменьшить время, затрачиваемое на подготовку констант, упростить расчетные задания и улучшить контроль за правильностью задания ядерных концентраций.

© А.А. Перегудов, В.Н. Кошечев, Г.Н. Мантуров, 2011

Задача подготовки нейтронных констант для природных элементов и их смесей, входящих в состав среды нуклидов (изотопов), важна для монте-карловских расчетов, где ведется слежение за историей нейтрона при его столкновении с каждым ядром. Под нуклидом понимается материал, для которого в исходной библиотеке содержатся нейтронные данные, т.е. нуклидом может быть как изотоп, так и элемент или смесь элементов. Одним из решающих факторов снижения статистической погрешности расчетных результатов является использование нейтронных данных для природных многоизотопных элементов, а также конструкционных сталей, применяющихся для расчета быстрых реакторов.

Цель работы состояла в следующем:

- разработать расчетную методику, позволяющую генерировать нейтронные групповые константы для природных смесей на основе файлов оцененных данных для стабильных изотопов;
- верифицировать методику получения факторов резонансной самоэкранировки сечений для естественной смеси на основе оцененных нейтронных данных стабильных изотопов с использованием отечественной программы CONSYST [2] путем сравнения с аналогичными данными, полученными с помощью методик, реализованных в зарубежных кодах NJOY [3] и CALENDF [4];
- провести верификационные (валидационные) расчеты критических сборок с использованием двух наборов констант, полученных для естественных смесей и отдельных стабильных изотопов, и сравнить результаты.

МЕТОДИКА ПОЛУЧЕНИЯ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ

При переработке оцененных нейтронных данных с помощью программы NJOY для отдельных стабильных изотопов на первом этапе рассчитывались групповые константы, характеризующие непосредственно свойства нуклида, такие как средние групповые сечения, спектр рассеяния нейтронов, спектр нейтронов деления.

На втором этапе определялись групповые константы, которые зависят от свойств не только данного нуклида, но и нуклидов, входящих в среду. Речь идет о получении заблокированных резонансных сечений Бондаренко [5], которые зависят как от резонансных свойств самого нуклида, так и от параметра σ_0 – «сечения разбавления», характеризующего среду, в которой находится нуклид.

В системе констант БНАБ заблокированные сечения рассчитываются для стандартного набора сечений разбавления нуклида в среде в интервале от 0.01 до 1E7 барн (26 значений). При необходимости заблокированное сечение определяется путем интерполяции между соседними значениями сечения разбавления.

На первом этапе переработки оцененных нейтронных данных были получены наборы групповых констант для всех стабильных изотопов, составляющих природную смесь.

Методика получения групповых констант, обладающих свойством аддитивности

Групповые данные, обладающие свойством аддитивности, – парциальные сечения, матрицы упругого и неупругого рассеяний и т.п. – сворачивались в групповые константы для естественной смеси по следующим формулам:

- сечения взаимодействия – $r = \text{total, elastic, inelastic, fission и capture}$

$$\sigma_{r,element}^g = \sum_i \sigma_{r,i}^g * a_i,$$

где a_i – концентрация каждого стабильного изотопа в приготовляемой смеси;

- множественность нейтронов R (определялась с весом сечения неупругого рассеяния)

$$R_{element}^g = \sum_i R_i^g \sigma_{in,i}^g a_i / \sigma_{in,element}^g ;$$

- среднее число нейтронов деления ν (определялось с весом сечения деления)

$$\nu_{element}^g = \sum_i \sigma_{f,i}^g * \nu_i^g * a_i / \sigma_{f,element}^g ;$$

- средний косинус угла рассеяния нейтронов m (определялся с весом сечения упругого рассеяния)

$$\mu_{element}^g = \sum_i \sigma_{e,i}^g * \mu_{e,i}^g * a_i / \sigma_{e,i}^g ;$$

- средний логарифмический декремент энергии ξ

$$\xi_{element}^g = \xi_0 \frac{1 - \mu_{element}^g}{1 - \mu_{element}^0},$$

где $\xi_0 = 2 / (A + 2 / 3)$, $\mu_0 = 2 / 3A$, $A = \sum_i A_i a_i$ – среднее по всем изотопам отношение массы ядра к массе нейтрона.

Методика получения групповых констант, не обладающих свойством аддитивности

На втором этапе выполнялась свертка данных, которые свойством аддитивности не обладают. К таковым относятся данные о резонансной самоэкранировке сечений – факторы самоэкранировки (или f -факторы Бондаренко), поскольку они определяются через моменты сечений [5].

Свертка этих данных проводилась следующим образом.

С помощью программы CONSYST готовились групповые константы для природной смеси стабильных изотопов с использованием специального материала в системе БНАБ – «дельта-рассеивателя» («D-SC») для 26-ти значений сечения разбавления. «Дельта-рассеиватель» – это непоглощающий нуклид, у которого полное сечение взаимодействия равно сечению упругого рассеяния – 1 барн. Концентрации стабильных изотопов задавались согласно их содержанию в природной смеси. Концентрации материала «дельта-рассеиватель» (26 значений, от 0.001 до 1E7 барн) соответствовали стандартному набору сечений разбавлений нуклида в среде, принятому в системе БНАБ [6]. В результате в выходном файле программы CONSYST для 26-ти материалов были подготовлены заблокированные сечения для соответствующего сечения разбавления природной смеси изотопов в среде:

$$\sigma_r^g(\sigma_0) = \sum_i c_i \sigma_{r,i}^g(\sigma_{x,i}),$$

где $\sigma_r^g(\sigma_0)$ – заблокированное сечение реакции типа γ для природной смеси при сечении разбавления σ_0 ; c_i – концентрация i -го изотопа в природной смеси; $\sigma_{r,i}^g(\sigma_{x,i})$ – заблокированное сечение реакции типа γ для i -го изотопа в природной смеси при сечении разбавления $\sigma_{x,i}$; $\sigma_{x,i} = \sigma_0 + \left[\sum_{k \neq i} c_k \sigma_{tot,k}^g \right] / \sigma_i$ – сечение разбавления i -го изотопа в природной смеси.

В дальнейшем было принято $\sigma_{x,i} = \sigma_0$, что справедливо для больших значений сечения разбавления.

Далее при постобработке выходного файла результатов формировались таблицы БНАБ для факторов резонансной самоэкранировки сечений приготовленной природной смеси. При этом использовались приближения, характерные для методики подготовки констант с помощью программы CONSYST. Обычно считалось, что резонансное взаимодействие на отдельном рассматриваемом стабильном изо-

топе происходит независимо от резонансных свойств остальных изотопов, однако при подготовке смеси этот эффект частично учитывается. Данная методика не совсем корректна в случае, когда резонансные уровни, принадлежащие разным изотопам, перекрываются или близки друг к другу.

Аналогичная методика получения блокированных сечений для природных смесей-материалов используется в коде CALENDF. Блокированные сечения здесь получаются с использованием подгрупповых параметров, которые, как и факторы резонансной самоэкранировки, характеризуют резонансные свойства сечений нуклида. В этой методике считается, что резонансное взаимодействие на отдельном рассматриваемом стабильном изотопе происходит независимо от резонансных свойств остальных изотопов. Однако получение моментов сечений, с помощью которых и определяются факторы резонансной самоэкранировки, в данной методике происходит более корректным способом. Методика также хорошо работает в области неразрешенных резонансов.

Наиболее точным способом получения блокированных сечений в области разрешенных резонансов является следующий метод.

При помощи кода NJOY подготавливаются непрерывные энергетические зависимости сечений взаимодействия для отдельных изотопов. В этом случае детально восстанавливаются все уровни резонансного взаимодействия нейтрона с веществом. Далее энергетические зависимости суммируются с весом их концентраций в природной смеси. В результате для приготовленной таким образом энергетической зависимости сечений природной смеси будут характерны все резонансные особенности составляющих изотопов. При помощи кода NJOY энергетические зависимости сечений сворачиваются в заданное число групп. Следует отметить, что в области неразрешенных резонансов эта методика не работает.

На рисунке 1 приводится схема переработки данных с помощью программных комплексов NJOY, CONSYST и CALENDF.

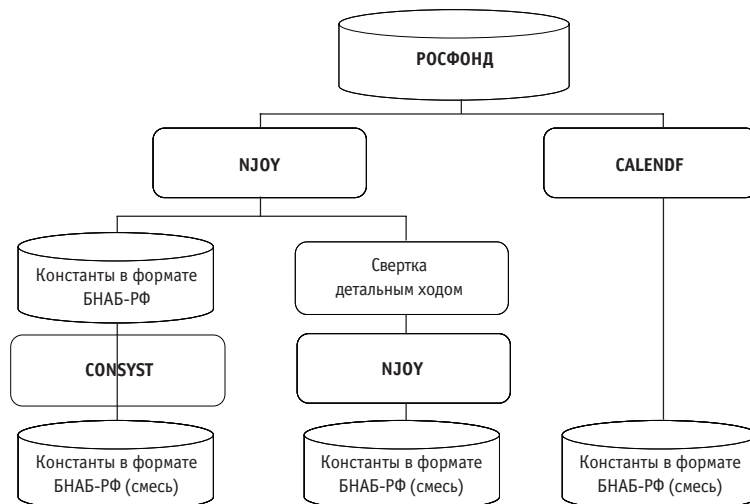


Рис. 1. Схема переработки данных с помощью программных комплексов NJOY, CONSYST и CALENDF

СРАВНЕНИЕ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

Сравнение наборов основных групповых констант. В результате проведенного сравнения констант, обладающих свойством аддитивности, оказалось, что различия в сечениях, полученных тремя разными методиками, составляют порядка 0.01%, т.е. пренебрежимо малы.

Сравнение наборов блокированных сечений. Сравнение различных методик получения фактора резонансной самоэкранировки сечений приводится на рис. 2–4 для смесей железа, хрома и никеля соответственно. На этих рисунках показан результат сравнения рассчитанных факторов самоэкранировки сечения захвата при сечении разбавления $\sigma_0=100$ барн. В качестве реперных результатов использовались факторы самоэкранировки сечения, полученные по NJOY.

В верхней части рисунка приводится энергетическая зависимость 299-группового сечения захвата на рассматриваемом элементе; в нижней части – отношение факторов самоэкранировки, полученных по методикам CALENDF и CONSYST, к факторам самоэкранировки, полученным по NJOY.

Из приведенного на рис. 2–4 сравнения видно, что различия в вычислении блокированных сечений захвата, например, на железе, при помощи программ CALENDF и CONSYST составляют ~ 1% для сечения разбавления 100 барн.

Результаты изучения возможной причины большого различия в полученных факторах резонансной самоэкранировки сечения захвата на железе при разбавлении 10 барн представлены на рис. 5.

В верхней части рис. 5 приводятся детальные энергетические зависимости сечения захвата для стабильных изотопов железа Fe-54, Fe-56 и Fe-57 (изотоп Fe-58 не рассматривался, его вклад ~ 0.2%). В нижней части рисунка представлена мультигрупповая энергетическая зависимость отношения факторов самоэкранировки, полученных по методикам CALENDF и CONSYST, к факторам самоэкранировки, полученным по NJOY.

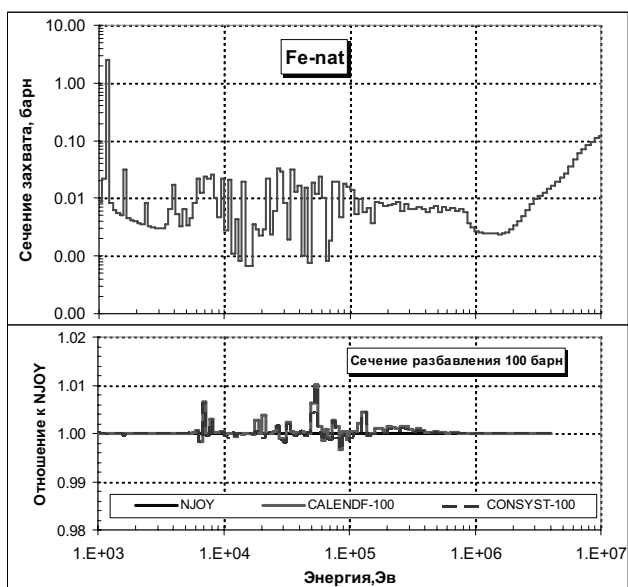


Рис. 2. Сравнение факторов резонансной самоэкранировки сечения захвата на железе при разбавлении 100 барн

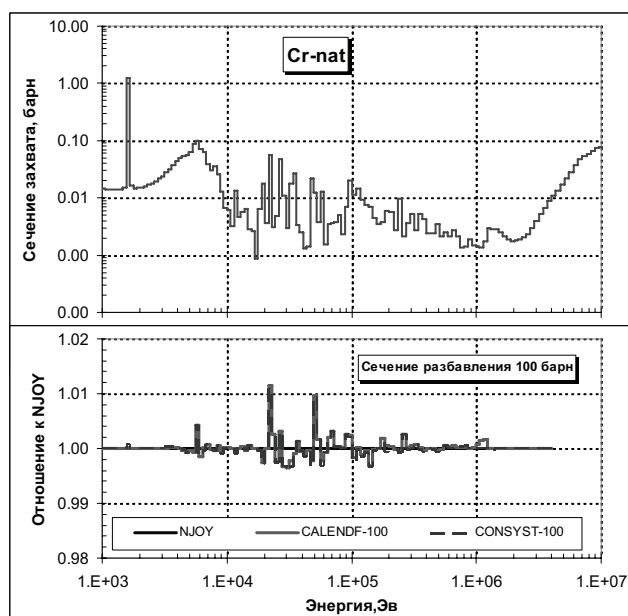


Рис. 3. Сравнение факторов резонансной самоэкранировки сечения захвата на хrome при разбавлении 100 барн

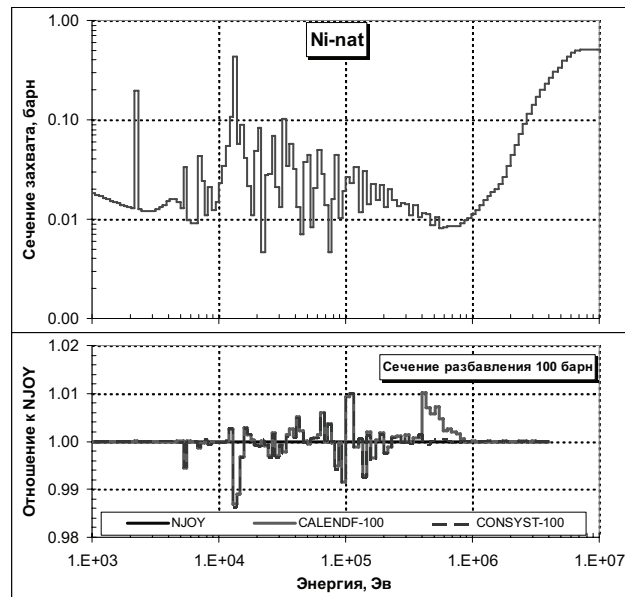


Рис. 4. Сравнение факторов резонансной самоэкранировки сечения захвата на железе при разбавлении 100 барн

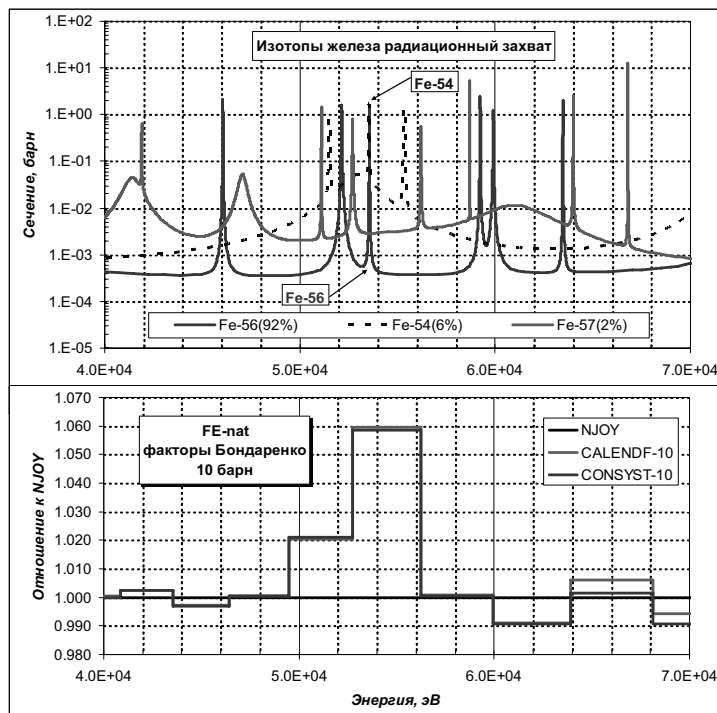


Рис. 5. Изучение причины расхождения факторов резонансной самоэкранировки на железе при разбавлении 10 барн

Из приведенного на рис. 5 сравнения видно, что максимальное различие в вычислении факторов самоэкранировки сечений захвата на железе наблюдается в области энергий, где происходит наложение резонансов Fe-54 ($E = 53.54$ кэВ) и Fe-56 ($E = 53.56$ кэВ), которое в методиках CALENDF и CONSYST описывается с заметной погрешностью.

ТЕСТИРОВАНИЕ СЕЧЕНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РАСЧЕТАХ КРИТИЧЕСКИХ СБОРОК КБР

В качестве объекта для тестирования полученных наборов констант природных смесей Fe, Cr, Ni, Mo были выбраны четыре модели критическихборок КБР-7, КБР-9, КБР10 и КБР-15 из международного справочника ICSBER [7], где изучалась величина k_{∞} и для которых характерна большая концентрация конструкционных материалов.

На первом этапе сравнения использовалась одна программа расчета критичности и разные наборы констант.

В качестве источника нейтронных данных была взята библиотека микроконстант БНАБ. Расчет проводился для двух вариантов наборов констант. В первом варианте использовались наборы сечений стабильных изотопов, составляющих природную смесь конструкционных материалов; во втором – приготовленные наборы констант для природной смеси этих материалов.

Макроконстанты для каждого варианта бенчмарк-модели критической сборки были подготовлены с помощью программы CONSYST.

Величина k_{∞} была вычислена с помощью программы ММККЕНО [8], в которой реализован метод Монте Карло. Расчетное число нейтронных историй составляло ~ 510 000.

Результаты расчета величины k_{∞} приведены в табл. 1.

На втором этапе для сравнения были взяты результаты расчетов, полученные с помощью «реперной» программы MCNP5 [9], в которой используются наиболее детальные нейтронные данные из библиотеки РОСФОНД (табл. 2).

Таблица 1

Результаты расчета величины k_{∞} для гомогенныхборок КБР в 299-групповом приближении с использованием сечений для природной смеси и по изотопам

Сборка	Расчет k_{∞}		Отношение изотопы/смесь
	данные по изотопам	природная смесь	
КБР-7(Ni)	1.0363±0.0004	1.0364±0.0003	0.9999
КБР-9(SS)	1.1081±0.0002	1.1081±0.0002	1.0000
КБР-10(Mo)	1.0507±0.0002	1.0510±0.0002	0.9997
КБР-15(Cr)	1.1605±0.0004	1.1609±0.0003	0.9997

Таблица 2

Сравнение результатов расчета k_{∞} , полученных по MCNP и ММККЕНО

Сборка	MCNP	Расчет k_{∞}	
		данные по изотопам	природная смесь
КБР-7(Ni)	1.0368	~0.05%	~0.04%
КБР-9(SS)	1.1086	~0.05%	~0.05%
КБР-10(Mo)	1.0501	~0.06%	~0.09%
КБР-15(Cr)	1.1641	~0.36%	~0.32%

Из сравнения полученных данных видно, что для сборок KBR-7 (никель), KBR-9 (нержавеющая сталь), KBR-10 (молибден), KBR-15 (хром) расхождение в k_{∞} со значениями, посчитанными по программе MCNP, не превышает 0.5% и, таким образом, можно констатировать хорошее согласие расчетных результатов.

Таким образом, из результатов сравнения, приведенных в табл. 1 и 2, можно отметить, что

- сформированные наборы констант для естественной смеси протестированы в расчетах величины k_{∞} для четырех критических бенчмарк-моделей.
- расчеты по программе MMCKENO с использованием констант стабильных изотопов и констант для естественной смеси согласуются с точностью $\sim 0.05\%$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проделанной работы разработана и апробирована методика получения групповых констант материалов – смесей изотопов с помощью программы CONSYST. В основе полученных наборов констант лежат оцененные нейтронные данные из библиотеки РОСФОНД. Методика проверена в сравнении с аналогичными данными, полученными с помощью других методик (NJOY и CALENDF). Показано, что по основным нейтронным сечениям методики согласуются друг с другом с точностью $\sim 0.01\%$. Наблюдаются небольшие различия в заблокированных резонансных сечениях, величина которых зависит от энергии и сечения разбавления нуклида в среде.

Проведена верификация сформированных наборов констант естественной смеси для основных конструкционных материалов в расчетах величины k_{∞} для критических бенчмарк-моделей сборок КБР из международного справочника ICSBER. Показана согласованность результатов расчета k_{∞} по программам MMCKENO и MCNP5 для сборок КБР-7(Ni), КБР-09(SS), КБР-10(Mo), КБР-15(Cr) в пределах менее 0.5%.

Литература

1. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Коцеев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г.* РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных// Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2.
2. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения/Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.
3. *MacFarlane R.E. et al.* NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
4. CALENDF-2005: User Manual, France 2006 CEA.
5. *Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н.* Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М. Атомиздат, 1964.
6. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений// Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1. – С. 59.
7. «Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments», Handbook NEA/NSC/DOC(95)03, 2008.
8. *Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программный комплекс CONSYST / MMCKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_N -приближении. – «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов». Сборник трудов семинара «Нейтроника-99». Обнинск, 26-28 октября, 1999
9. *Forrest B.B., Booth T.E., et al.* MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Overview and Theory. V. I – LA-UR-03-1987, LANL, (2003).

Поступила в редакцию 2.02.2011

ПОИСК ОПТИМАЛЬНОЙ СХЕМЫ РАСПОЛОЖЕНИЯ ЭГК В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ТЕРМОЭМИССИОННОГО РЕАКТОРА-ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

П.А. Алексеев

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



Решается задача поиска оптимальной схемы расположения электрогенерирующих каналов (ЭГК) в активной зоне усовершенствованного термоэмиссионного реактора-преобразователя типа ТОПАЗ с точки зрения выравнивания энерговыделения по радиусу активной зоны. На схеме приведены радиусы колец расположения ЭГК в активной зоне реактора и количество ЭГК на каждом таком кольце.

На основании методики генетического алгоритма (ГА) находятся изменяющиеся параметры, соответствующие накладываемым условиям. Приводится решение, являющееся компромиссом между удовлетворением несколькими целевыми функциями и накладываемым ограничениям.

Ключевые слова: термоэмиссионный реактор-преобразователь, оптимизация, генетический алгоритм.

Key words: thermionic conversion reactor, optimization, genetic algorithm.

ВВЕДЕНИЕ

В 1970 г. впервые в мировой практике в Советском Союзе были успешно проведены энергетические испытания термоэмиссионного реактора-преобразователя ТОПАЗ-1. Совмещение твэла ядерного реактора с термоэмиссионным преобразователем в одном электрогенерирующем канале (ЭГК) позволило создать реактор-преобразователь, представляющий собой компактный и сравнительно легкий источник электроэнергии.

Стабильная работа ЭГК и реактора в целом, т.е. обеспечение космического аппарата электроэнергией, в значительной степени зависит от условий работы электрогенерирующих каналов, в особенности от их энергонапряженности. Значительное различие в энерговыделении центральных и периферийных ЭГК усложняет их коммутацию для получения на выходе необходимого напряжения и влияет на скорость деградации характеристик ЭГК, что негативно отражается на способности реактора-преобразователя обеспечивать необходимое напряжение на клеммах. Выравнивание энерговыделения по радиусу реактора должно разрешить эти проблемы. Теоретические и экспериментальные нейтронно-физические исследования, проводимые с 1956 г. на специальных физических стендах, позволили оптимизи-

ровать распределения энерговыделения в ТРП ТОПАЗ изменением шага расстановки ЭГК, тем самым выровнять радиальное поле энерговыделения [1–3].

В настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ разрабатывается усовершенствованный термоэмиссионный реактор-преобразователь типа ТОПАЗ с широким диапазоном электрической мощности. Для этих работ требуются быстрые и надежные способы оценки нейтронно-физических характеристик ТРП, основывающиеся на компьютерном моделировании реактора, и расчетных кодов оптимизации параметров реактора для обеспечения необходимых характеристик.

Для того чтобы сократить временные затраты на поисковые расчеты в таком достаточно большом поисковом пространстве (12 изменяющихся параметров, 6 целевых функций), вместо применения расчетной модели реактора, построенной для программного комплекса MCNP, для точного расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов (k_{eff}) и коэффициента неравномерности энерговыделения ($K_{r\phi}$) использовалась, полученная на ее основе метамодель, которая позволяет делать прогноз относительно значений k_{eff} и $K_{r\phi}$ при выбранных радиусах колец расположения ЭГК (R_i) и количестве на каждом кольце ЭГК (N_i), радиусе активной зоны (R_{A3}) и радиусе стержня безопасности (R_{CB}). Такая модель строится по результатам расчетных опытов, проводимых по заранее составленному плану эксперимента. Результаты эксперимента обрабатываются методом наименьших квадратов, в итоге находится весовой коэффициент для каждого изменяющегося параметра в алгебраическом полиноме, описывающем зависимость между функцией отклика системы и входными параметрами.

Поиск оптимальных параметров проводился с использованием генетического алгоритма (ГА). ГА – метод оптимизации, основанный на принципах эволюции живых организмов, в настоящее время широко используется для решения задач оптимизации, связанных с расчетами реакторов [4]. При применении ГА принято использовать биологическую терминологию. Так, например, термин особь означает набор хромосом, т.е. альтернативный вариант решения задачи – совокупность значений оптимизируемых параметров реактора ($N_i, R_i, R_{A3}, R_{CB}, i=1, \dots, 5$), хромосома – число, значение параметра реактора, популяция – совокупность особей, набор альтернативных решений задачи.

Задача оптимизации, решаемая ГА, состояла в следующем: необходимо найти такие изменяющиеся параметры, которые удовлетворяли бы накладываемым условиям как на выходные параметры оптимизируемой системы, так и на входные изменяющиеся параметры. Такая постановка задачи приводит к необходимости решать многокритериальную задачу, т.е. задачу с несколькими целевыми функциями, а именно, приемлемое распределение энерговыделения, максимально возможный запас реактивности холодного реактора.

Вычисления значений целевых функции ($k_{eff}, K_{r\phi}$) проводились по соответствующим метамоделям, построенным на основе имитационной расчетной модели реактора. Рассчитанные, согласно методике ГА, изменяющиеся параметры проверялись на удовлетворения накладываемым условиям. Далее, отобранные таким образом параметры и соответствующие им предсказанные по метамодели значения целевой функции отбирались по критерию приспособленности, т.е. чем выше (или ниже – в зависимости от постановки задачи) значение целевой функции, тем выше приспособленность особи. Пороговым значением приспособленности особи являлось среднее значение целевой функции в промежуточной популяции, в новую популяцию отбирались особи со значением приспособленности, равным или большим, чем средняя приспособленность в популяции. Таким образом составлялась новая популяция, и процесс повторялся снова. Если же значения со-

ответствующих параметров между отобранными особями различались несущественно, то они поставлялись в имитационную расчетную модель для более точного расчета. Окончательным критерием отбора параметров являлось значение коэффициента неравномерности энерговыделения периферийного кольца ЭГК.

В результате, изменяя накладываемые условия, рассчитывали оптимальные в этих условия изменяющиеся параметры. Отобранные, обеспечивающие выполнение накладываемых ограничений при заданных условиях, параметры являются результатами данной работы.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Модель термоэмиссионного реактора-преобразователя на промежуточных нейтронах построена как модель усовершенствованного термоэмиссионного реактора-преобразователя типа ТОПАЗ [5].

Реактор имеет компактную активную зону, окруженную отражателем. Активная зона набирается из ЭГК и стержней безопасности, расположенных в отверстиях дисков замедлителя из гидрида циркония, образуя систему из n концентрических поясов. В качестве теплоносителя используется натрий-калиевая эвтектика. На рисунке 1 представлено поперечное сечение реактора.

Функции регулирования тепловой мощности, компенсации реактивности и аварийной защиты выполняют расположенные в боковом отражателе поворотные цилиндры

(ПЦ) из бериллия с секторными накладками из карбида бора и стержни безопасности. Стержни безопасности располагаются вблизи центра активной зоны для более эффективной компенсации неравномерности энерговыделения. Материалом стержней безопасности также выбран карбид бора.

Расчетная модель ЭГК включает в себя 5-слойный коллекторный пакет (стальной чехол, «сухая» и «мокрая» электроизоляции, охранный электрод и коллекторы) и электрогенерирующие элементы (ЭГЭ), отделенные друг от друга коммутационным пространством. Каждый ЭГЭ представляет собой эмиттерный узел, содержащий эмиттер с топливным сердечником кольцевой формы и трубку для отвода газообразных продуктов деления. В торцах ЭГК расположены отражатели из оксида бериллия. Зазор между чехлом коллекторного пакета и обсадной трубой отведен под тракт теплоносителя [6]. В качестве топливной композиции выбирается диоксид урана.

Моделирование и расчеты проводились с использованием программного комплекса MCNP5 [7] и библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-6 [8] с учетом термализации нейтронов.

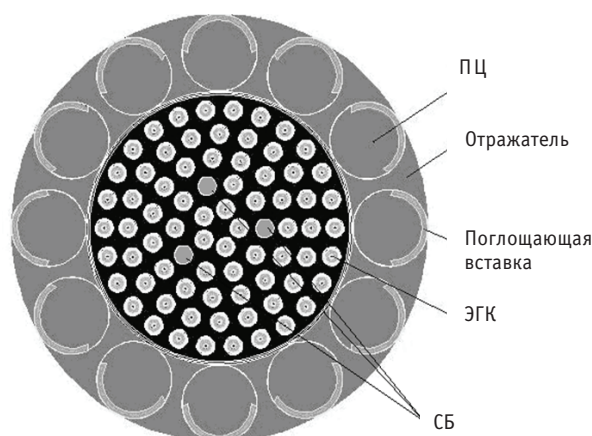


Рис. 1. Расчетная модель реактора (поперечное сечение)

МЕТОДИКА РЕШЕНИЯ

Планирование эксперимента

Первоначально выбираются целевые функции, влияющие параметры и их области определения. Далее, определяется подходящий план эксперимента. Полученные при проведении эксперимента данные обрабатываются методом наименьших квадратов.

Выбор целевой функции и влияющих параметров определяется поставленной задачей. В нашем случае мы имеем шесть реакторных функционалов, для которых должны быть построены зависимости, а влияющими параметрами являются радиусы колец расположения ЭГК, количество ЭГК на кольцах и внешний радиус стержня безопасности, радиус активной зоны реактора. Области определения влияющих параметров обычно определяются по известным априорным данным, но при этом должна гарантироваться возможность проведения эксперимента (получение значения целевой функции).

Чем больше влияющих параметров, тем большее количество расчетных опытов необходимо провести. Число опытов, необходимое для реализации всех возможных сочетаний уровней факторов, $N=2^k$ (k – число факторов, 2 – число уровней). Для того чтобы сократить число опытов, можно воспользоваться полурепликами от полного факторного эксперимента. Так полный факторный эксперимент для 12-ти факторов состоит из 4096-ти опытов, 1/256-реплика от него составляет 16 опытов. Матрицу планирования для 12-ти факторов с 1/256-репликой от 2^{12} можно найти в работе [9].

После проведения эксперимента и получения всех значений откликов системы (значение целевой функции) результаты обрабатываются с помощью метода наименьших квадратов. Для случая многофакторного линейного случая можно записать

$$B = (X^T X)^{-1} X^T Y, \quad (1)$$

где X – матрица планирования эксперимента; Y – вектор откликов системы; B – вектор весовых значений при каждом факторе.

Таким образом, получаем алгебраический полином вида

$$Y = BX = b_0 + b_1 x_1 + \dots + b_n x_n, \quad (2)$$

который является математической моделью исследуемой системы. Далее модель проверяется на адекватность изучаемой системе. Если же построенная модель (метамодель) неадекватна изучаемой системе, прогнозируемые значения и значения при точном расчете имеют значительные расхождения, то улучшение модели может проводиться уменьшением области определения факторов эксперимента и(или) включением в рассмотрение факторов, отвечающих за их совместное влияние на систему. В последнем случае количество опытов увеличивается из-за увеличения числа факторов.

Генетический алгоритм

Генетические алгоритмы – это адаптивные методы поиска, которые в последнее время используются для решения задач оптимизации. В них используются как аналог механизма генетического наследования, так и аналог естественного отбора.

Принцип работы генетического алгоритма заключен в следующей схеме:

- 1) генерируется начальная популяция из n особей;
- 2) выбирается пара хромосом-родителей с помощью одного из способов отбора;
- 3) проводится кроссинговер двух родителей, производящих двух потомков;
- 4) проводится мутация потомков;

5) повторяются шаги 2–4, пока не будет сгенерировано новое поколение популяции, содержащее n хромосом.

6) повторяются шаги 1–5, пока не будет достигнут критерий окончания процесса [10].

Под хромосомой понимается число, в нашей задаче – это значение изменяющегося параметра. Индивидуум (генетический код, особь) – набор хромосом (вариант решения задачи). Популяция – совокупность индивидуумов. Пригодность (приспособленность) – критерий соответствия значения целевой функции альтернативного решения целям решаемой задачи.

Основными операторами генетических алгоритмов являются кроссинговер, мутация, выбор родителей и селекция (отбор хромосом в новую популяцию). Существуют основные формы операторов, чистое использование или модернизация которых ведет к получению генетического алгоритма, пригодного для решения конкретной задачи.

Кроссинговер или рекомбинация применяется для получения новых особей потомков. Смысл рекомбинации заключается в том, что созданные потомки должны наследовать генную информацию от обоих родителей. В данной работе скрещивание применялось к хромосомам с вещественными генами по следующей формуле:

$$\text{Потомок} = \text{Родитель 1} + \alpha \cdot (\text{Родитель 2} - \text{Родитель 1}), \quad (3)$$

где множитель α – случайное малое число.

После процесса воспроизводства происходят мутации. Данный оператор необходим для «выбивания» популяции из локального экстремума и препятствия преждевременной сходимости. Для мутации особей нужно определить величину шага мутации – число, на которое изменится значение гена при мутировании. Гены могут мутировать согласно следующему правилу:

$$\text{Новая переменная} = \text{Старая переменная} \pm \delta, \quad (4)$$

где δ – случайная малая величина в интервале $[0, 1]$, отвечающая за изменения гена при мутировании [10].

Для создания новой популяции можно использовать различные методы отбора особей. В данной работе отбор носил элитарный характер, т.е. выбирались особи с наибольшей приспособленностью. В промежуточную популяцию входили особи из начальной популяции, популяции потомков, полученных при рекомбинации, и популяции особей, полученных при мутации. Хромосомы этих особей проверялись на удовлетворение поставленным условиям по изменяющимся параметрам, затем отбирались особи, у которых приспособленность была выше или равна средней приспособленности в промежуточной популяции, и затем в новую начальную популяцию отбирались особи с наибольшей приспособленностью. Приспособленность рассчитывалась по полученной модели исследуемой системы. Далее процедура повторялась снова, пока значения хромосом разных особей, отбираемых в новую популяцию, не становились различными незначительно, тогда они принимались как решение и передавались в имитационную расчетную модель для точного расчета, по результатам которого выбиралось окончательное решение.

РЕШЕНИЕ И РЕЗУЛЬТАТЫ РЕШЕНИЯ

Первый шаг решения поставленной задачи – это построение зависимостей между целевыми функциями и влияющими параметрами. Поскольку количество отобранных влияющих параметров равно 12-ти, т.е. пять радиусов колец расположения ЭГК, пять значений количества ЭГК на кольце, радиус стержней безопас-

ности и радиус активной зоны реактора, то минимальное количество опытов, которые следует провести, составляет 16. В каждом опыте рассчитываются шесть целевых функций, т.е. значение среднего энерговыделения на каждом из пяти колец расположения ЭГК и эффективный коэффициент размножения нейтронов для холодного состояния реактора (запас реактивности).

Области определения влияющих параметров выбирались из тех соображений, что количество ЭГК на кольце и радиус кольца должны быть такими, чтобы при построении расчетной модели границы ЭГК не пересекались и не выходили за пределы активной зоны, т.е. чтобы возможно было провести опыт.

Далее известные входные параметры и полученные отклики системы (каждый отдельно) обрабатывались методом наименьших квадратов для многофакторного линейного случая.

Построив таким образом модель исследуемой системы, мы получили целевые функции для постановки задачи оптимизации. Кроме построения целевых функций также необходимо правильно оценить условия выполнения поиска решений, т.е. наложить ограничения.

Для получения минимальной электрической мощности реактора 25 кВт при напряжении на клеммах реактора 125 В необходимо иметь эмиссионную поверхность не менее 1.5 м² [11]. Площадь эмиссионной поверхности определяется структурой и количеством ЭГК; т.к. в данной работе сама структура ЭГК не меняется, то можно выбрать наименьшее количество ЭГК, обеспечивающее минимально необходимую эмиссионную поверхность N_{\min} . С другой стороны, уменьшение количества ЭГК в активной зоне реактора приводит к падению его мощности так же, как излишнее увеличение количества ЭГК приводит к уменьшению доли замедлителя в АЗ, что в свою очередь скажется на значении k_{eff} . Поэтому при расчете на общее количество ЭГК ($N_{all} = N_1 + \dots + N_n$, где n – количество колец расположения ЭГК) накладывались условия $N_{\min} \leq N_{all} \leq N_{\max}$. Верхнее ограничение соответствует количеству ЭГК исходной модели, нижнее – минимальному количеству. Кроме этого для удовлетворения требования по прочности материала замедлителя толщина его стенки между соседними ЭГК и соответственно расстояния между радиусами колец расположения ЭГК должны быть не менее определенных значений l_{\min} и $L1_{\min}$ (где $L1_{\min} = 2 \cdot R_{ЭГК} + l_{\min}$). Так как вблизи центра активной зоны располагаются стержни безопасности, имеющие радиус $R_{СБ}$, то расстояние между радиусами колец расположения ЭГК вблизи центра активной зоны должно быть не менее $L2_{\min}$ ($L2_{\min} = R_{СБ} + R_{ЭГК} + l_{\min}$).

Таким образом, можно поставить задачу оптимизации в ее начальном представлении:

$$\begin{array}{ll} q_2 - q_1 \rightarrow \min & R_{j+1} - R_i \geq L2_{\min} \\ \dots & R_{j+1} - R_j \geq L1_{\min} \\ q_{n-1} - q_n \rightarrow \min & N_{\min} \leq N_{all} \leq N_{\max} \\ q5 \rightarrow \max & \\ k_{eff} \rightarrow \max & \end{array}$$

где $i = 1, \dots$; k – номера колец расположения ЭГК, соседствующих со стержнями безопасности; $j = k, \dots, n$ – номера колец расположения ЭГК, не примыкающих к стержням безопасности; $q_2 - q_1 \rightarrow \min \dots q_{n-1} - q_n \rightarrow \min$ означает, что значения среднего энерговыделения соседних колец должны быть как можно более близкими, т.е. энерговыделение по радиусу активной зоны должно быть равномерное. Одновременное требование максимально возможного значения для среднего энер-

говыведения периферийного кольца $q_5 \rightarrow \max$; $k_{eff} \rightarrow \max$ означает, что значение эффективного коэффициента размножения нейтронов холодного реактора должно быть максимальным.

Такая постановка задачи приводит к необходимости решать многокритериальную задачу оптимизации. Один из способов решения таких задач – это перевод всех (кроме одной целевой) функций в накладываемые ограничения [12]. Поскольку первые четыре целевых функции являются функциями одного вида, то было решено оставить их как целевые функции, остальные были переведены в ограничения, т.е. $K_{r\phi n} \geq K_{r\phi n(\min)}$; $k_{eff} \geq k_{eff(\min)}$. Переход от значений q к значению $K_{r\phi}$ осуществляется согласно формуле (5). Таким образом, мы устанавливаем минимальные значения запаса реактивности холодного реактора и значение среднего коэффициента неравномерности энерговыделения периферийного кольца, которые необходимо достичь в процессе поиска решения. При этом было сделано послабление накладываемых ограничений для того, чтобы расширить поисковое пространство на первоначальных итерациях поиска решения. Методика генетического алгоритма позволяет без особых затруднений решать подобные задачи. Также стоит отметить, что значения изменяющихся параметров N (количество ЭГК) после операций кроссинговера и мутации должны являться целыми числами. Значения изменяющихся параметров R могут оставаться как целыми, так и дробными числами. Такие одновременные изменения затруднительны при использовании классических методов оптимизации, но при реализации методики ГА такая ситуация легко преодолевается.

$$K_{r\phi} = \frac{q_i}{S}, \text{ при } S = \frac{\sum_{i=1}^5 (q_i \cdot N_i)}{\sum_{i=1}^5 N_i}; \quad (5)$$

где q_i – среднее по кольцу энерговыделение; N_i – количество ЭГК на i -ом кольце.

Таким образом, постановка задачи следующая:

$$\begin{array}{ll} q_2 - q_1 \rightarrow \min & R_{i+1} - R_i \geq L2_{\min} - \delta \\ \dots & R_{j+1} - R_j \geq L1_{\min} - \delta \\ q_{n-1} - q_n \rightarrow \min & N_{\min} \leq N_{all} \leq N_{\max} \\ K_{r\phi n} \geq K_{r\phi n(\min)} & \\ k_{eff} \geq k_{eff(\min)} & \end{array}$$

где δ – малое число, на которое производится послабление накладываемых ограничений.

На рисунке 2 представлена схема решения задачи с применением ГА. Поколения первого уровня – поколения, набранные из случайно выбранных решений (стартовые точки). Поколения второго уровня – поколения, набранные из решений, полученных при исследовании поколений первого уровня, соответственно поколения третьего уровня – это поколения, набранные из решений, полученных при исследовании поколений второго уровня. Подобные итерации могут не ограничиваться тремя уровнями, условием окончания этих итераций может быть получение нескольких близких по значениям решений.

Далее эти решения передаются в расчетную модель для более точного расчета исследуемых функций. По результатам расчетов отбирается одно или несколько решений, наиболее удовлетворяющих поставленной задаче. На этом этапе некоторые из изменяемых параметров могут быть постулированы, т.е. приняты как

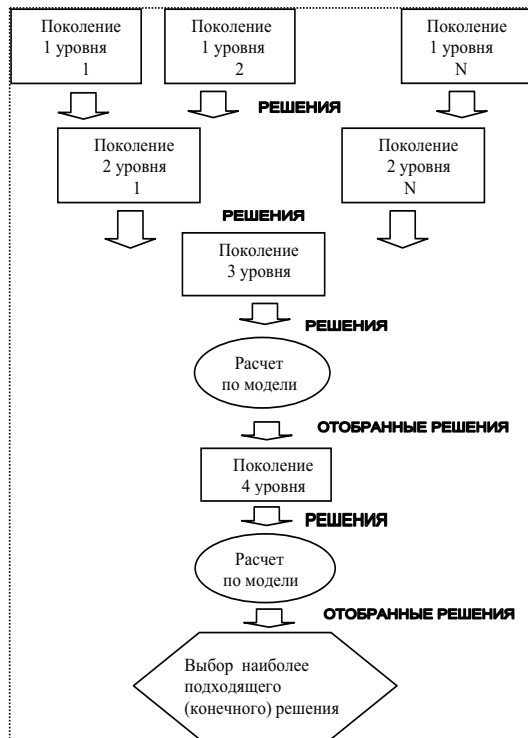


Рис. 2. Схема решения

соответствующие конечному решению (в данном случае количество ЭГК на радиусах), и поиск продолжается по остальным параметрам.

Поколения четвертого уровня – поколения, набранные из решений с постулированными и переменными параметрами. Результаты их исследований передаются в расчетную модель. По результатам расчета выбирается наиболее подходящее (конечное) решение, при необходимости проводятся дополнительные расчеты с изменением одного или двух параметров для более полной картины исследования.

На рисунке 3 представлены результаты заключительных расчетов, распределение энерговыделения по радиусу активной зоны в значениях $K_{гр}$ для различных вариантов решения. Р6 (● решение б) соответствует значениям коэффициентов неравномерности по радиусу активной зоны для исходного варианта.

Р3 (▲), Р4 (×), Р5 (✱) представляют решения, отобранные после расчета по модели. Р1 (◆) и Р2 (■) – решения, полученные при исследовании четвертого поколения с постулированными значениями количества ЭГК на кольцах. Р7 (горизонтальная линия) соответствует значению $K_{грn} (min)$.

На рисунке 4 представлены значения k_{eff} для решений, отбираемых после расчета по модели. Исходный вариант (Р6, ●), конечное решение (○), горизонтальной линией обозначено значение $k_{eff(min)}$.

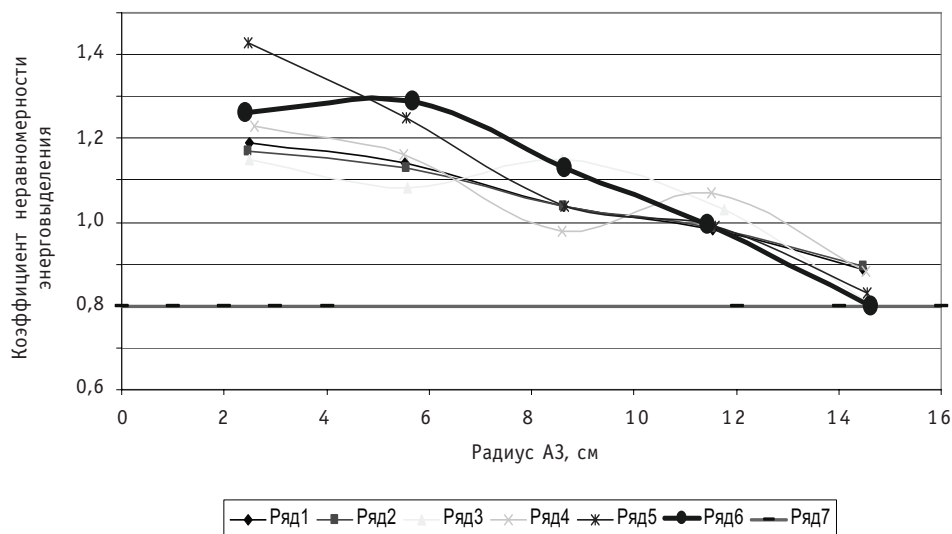
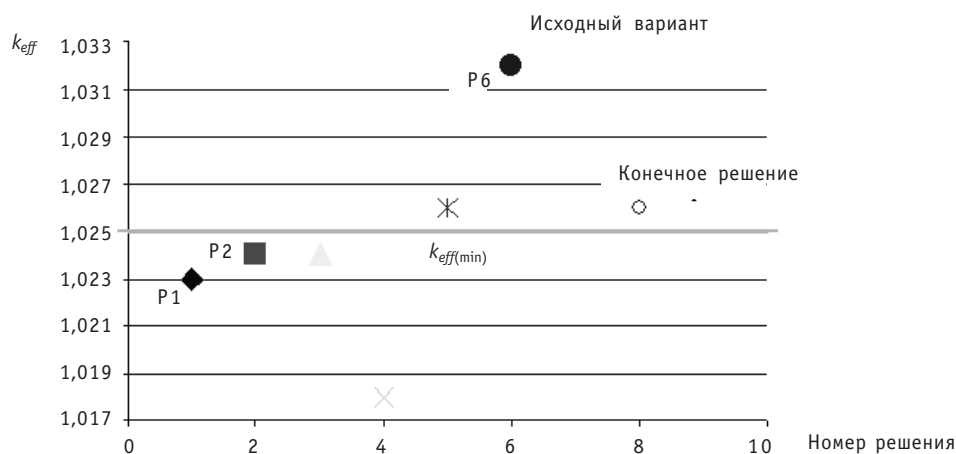


Рис. 3. Распределение энерговыделения по радиусу активной зоны

Рис. 4. Значения k_{eff} различных решений

Из рисунков 3 и 4 видно, что хотя решения P1 и P2 (решения с постулированными значениями количества ЭГК) не удовлетворяют требованию по минимальному значению запаса реактивности, они имеют наибольшие значения коэффициента неравномерности энерговыделения периферийного кольца расположения ЭГК. Поэтому эти решения были отобраны для дальнейшего исследования, т.е. расчет с изменением одного или двух параметров (радиус периферийного кольца расположения ЭГК и радиус стержня безопасности). Среди решений, полученных при дальнейшем исследовании, было отобрано компромиссное решение, наиболее удовлетворяющее поставленной задаче. Компромиссное решение соответствует повышению коэффициента неравномерности энерговыделения периферийных ЭГК на 12%, снижению коэффициента неравномерности энерговыделения центральных ЭГК на 11 %, уменьшению количества ЭГК.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе решена задача поиска оптимальной схемы расположения электрогенерирующих каналов в активной зоне усовершенствованного термоэмиссионного реактора-преобразователя типа ТОПАЗ с точки зрения выравнивания энерговыделения по радиусу активной зоны. По расчетной модели, построенной в программном комплексе MCNP, были получены значения средних энерговыделений по каждому из колец расположения ЭГК (q) и коэффициент размножения нейтронов в исходном состоянии реактора (k_{eff}). На основании метода наименьших квадратов построены зависимости исследуемых реакторных функционалов (q , k_{eff}) от изменяющихся параметров, радиусов колец расположения ЭГК, количества ЭГК, радиуса стержней безопасности, радиуса активной зоны реактора. С использованием методики ГА находились значения изменяющихся параметров, обеспечивающих выполнение поставленных условий и накладываемых ограничений.

Полученное решение удовлетворяет требованиям, предъявляемым при постановке задачи. Эффективный коэффициент размножения нейтронов полученного решения на 0,58% меньше k_{eff} исходного варианта, на 11% снижен коэффициент неравномерности энерговыделения центральных ЭГК, коэффициент неравномерности энерговыделения периферийных ЭГК повышен на 12%. По сравнению с исходным вариантом на 1,6% увеличен радиус активной зоны и на 2,7% увеличен радиус стержня безопасности. Таким образом, изменение значений выбранных параметров на малые величины позволяет добиться улучшения необходимых характеристик реактора-преобразователя.

Полученные улучшения характеристик реактора и изменения выбранных влияющих параметров подтверждают необходимость применения математических методов оптимизации к решению подобных задач.

Литература

1. Кузнецов В.А., Грязнов Г.М., Артюхов Г.Я., Бологов П.М., Дмитриев В.М. и др. Разработка и создание термоэмиссионной ядерно-энергетической установки «Топаз»//Атомная энергия. – 1974. – Т. 36. – Вып. 6.
2. Забудько А.Н., Линник В.А., Раскач Ф.П. Сравнение и анализ характеристик термоэмиссионных реакторов-преобразователей различного типа для космических ЯЭУ. – Обнинск: ФЭИ, 2004.
3. Пупко В.Я. История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ-ФЭИ/Личные воспоминания. – Обнинск: ФЭИ, 2000.
4. Turinsky P.J., Keller P.M., Abdel-Khalik H.S. Evolution of nuclear fuel management and reactor operation aid tools//Nuclear Engineering and Technology. – 2005.- V. 37. – №1.
5. Кузнецов В.А. Ядерные реакторы космических энергетических установок. – М.: Атомиздат, 1977.
6. Кротов А.Д., Сонько А.В. Расчет нейтронно-физических характеристик реактора и радиационной защиты в составе ЯЭУ космического назначения с использованием программного комплекса MCNP//Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 2.
7. MCNP – General Monte Carlo N-Particle Transport code. LA-12625-M, Vers. 4B, 1997.
8. ENDF/B-VI Data for MCNP TM. LA-12891-M, 1994.
9. Адлер Ю.П., Маркова Е.В., Грановский Ю. В. Планирование эксперимента при поиске оптимальных условий. – М.: Наука, 1976 – 278 с.
10. Панченко Т.В. Генетические алгоритмы: Учебно-методическое пособие/Под ред. Ю.Ю. Тарасевича. – Астрахань: Издательский дом «Астраханский университет», 2007. – 87 с.
11. Жаботинский Е.Е., Андреев П.В., Галкин А.Я. Реакторы в космосе. Будущее космических ядерных энергетических установок//Международная жизнь, специальный выпуск, 1994.
12. Konak A., Coit D.W., Smith A.E. Multi-objective optimization using genetic algorithms: A tutorial: Reliability Engineering & System Safety 91 (2006).

Поступила в редакцию 25.03.2011

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ДЕКЛАРАТИВНЫХ ЗНАНИЙ, СОДЕРЖАЩИХСЯ В АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕДУРАХ ДЛЯ АЭС

А.Н. Анохин*, Н.В. Плешакова**

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

***Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго», г. Десногорск*

Р

В статье рассматриваются вопросы представления знаний в системах компьютеризованных процедур, предназначенных для поддержки операторов БЩУ АЭС. Предлагается метод представления декларативных знаний о технологическом оборудовании и технологических средах АЭС, основанный на семантических сетях. С помощью функционального подхода к управлению построена иерархическая структура технологического оборудования. Проанализированы состояния и режимы работы оборудования. На основании результатов анализа разработаны интенциональные семантические сети, описывающие структуру базы знаний. Знания о конкретном оборудовании и технологических средах хранятся в виде экстенциональных сетей и шаблонов, предназначенных для идентификации диагностических симптомов.

Ключевые слова: система поддержки оператора, представление знаний, семантическая сеть, экстенциональное и интенциональное описание.

Key words: operator support system, knowledge representation, semantic net-work, extensional and intensional description.

ВВЕДЕНИЕ

Управление современным энергоблоком АЭС представляет собой непростую задачу, сопровождаемую такими факторами как сложность самой станции, обилие взаимосвязей между системами, оборудованием и разными энергоблоками одной станции, энергетическая и материальная разомкнутость некоторых технологических контуров. Для операторов процесс управления – это смена монотонных периодов ожидания и безделья и ситуаций, в которых нагрузка (когнитивная и моторная) превышает все мыслимые пределы. Обилие электроники и автоматики улучшает ситуацию, однако полностью не разрешает ее, т.к. автоматика сама по себе существенно увеличивает сложность энергоблока и не всегда положительно влияет на его надежность [1].

Одним из выходов в этой ситуации является внедрение систем поддержки операторов (СПО) блочных пунктов (или щитов) управления (БПУ, БЩУ), усиливающих потенциал человека в задачах мониторинга функционирования энергоблока, обнаружения отказов, диагностики оборудования, контроля функций безопасности, интерпретации сложных процедур, оценки ситуации и принятия решений [2].

© А.Н. Анохин, Н.В. Плешакова, 2011

Опыт внедрения и эксплуатации СПО [3, 4] показывает, что поддержка когнитивных процессов, таких как сбор информации, принятие решения и планирование, реально уменьшает вероятность ошибок персонала и позволяет поддерживать должный уровень осведомленности о состоянии станции.

Обзор существующих в мире СПО АЭС представлен в [5, 6]. В настоящее время можно говорить о нескольких сложившихся подходах к классификации СПО [7, 8]:

- по *поддерживаемым фазам решения задачи* оператором – системы, поддерживающие процесс обнаружения, диагностики, планирования, исполнения и отслеживания;
- по *режиму работы АЭС* – системы, поддерживающие оператора в нормальных режимах эксплуатации, при нарушениях (инцидентах) и в аварийных режимах;
- по *объекту управления* – системы, поддерживающие управление реактором, оборудованием первого и второго контуров, системами безопасности, энергоблоком в целом.

Интересный подход к классификации СПО излагается в работе [3], где они разделяются на системы косвенной и непосредственной поддержки оператора. СПО первого типа обеспечивают более образное и эффективное представление информации, используемой оператором в разных фазах решения задачи. СПО второго типа выполняют за оператора часть интеллектуальной работы и служат советчиками при обработке сигнализации, выборе и исполнении процедур, диагностике неисправностей и др.

Анализ современного состояния дел с СПО в мире показывает, что наиболее распространенными сегодня разновидностями являются системы представления параметров безопасности (СППБ) и системы компьютеризованных процедур (СКП) или, просто, *компьютеризованные процедуры*. Внедрение СППБ концентрирует внимание операторов в опасных ситуациях на самом главном – обеспечении функций безопасности, что позволяет снизить избыточность информации. Использование СКП позволяет существенно облегчить работу операторов с аварийными инструкциями за счет автоматической навигации по процедурам, чувствительности к контексту ситуации, изменения уровня детализации и других возможностей [9].

В самом простом случае компьютеризованная процедура – это отображение текста, аналогичного бумажному, на экране компьютера. При более сложном варианте предполагается варьирование формы представления процедур, например, в виде блок-схемы или таблицы, а также пошаговое отслеживание переходов внутри и между процедурами. Наконец, СКП сама выполняет мониторинг состояния энергоблока АЭС и отображает процедуры исходя из контекста ситуации. Такие системы могут исполнять и управляющие функции [13]. В отчете [9] предлагаются две градации автоматизации управления:

- совместное управление, когда оператор делегирует системе часть своих функций;
- автоматическое управление, когда система сама выполняет все функции без вмешательства или после подтверждения со стороны оператора.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ЗНАНИЙ В СПО

Основная научная проблема, сопровождающая разработку и внедрение СПО, состоит в формировании метода представления и кодирования знаний об объекте и процессе управления. В теории искусственного интеллекта известны различные подходы к представлению знаний, такие как логические деревья, продукционные правила, фреймы, семантические сети, нечеткие множества, нейронные сети, сети Петри и др. Выбор подхода зависит от решаемой задачи: логические деревья и продукционные правила удобны для описания причинно-следственных отноше-

ний; фреймы применимы для представления иерархии объектов, обладающих наследуемыми свойствами, а семантические сети используются для формализации самых разных ролевых отношений между объектами предметной области.

Очевидно, что не существует единственно возможного и наилучшего подхода для представления одновременно всех разнородных знаний об АЭС – о физических, функциональных и структурных связях оборудования и систем, о методах диагностирования и управления энергоблоком, о моделях технологических процессов и др. Выбор метода представления знаний зависит не только от их природы, но и от того, в какой форме эти знания уже существуют и используются операторами в их работе.

Статья посвящена разработке СКП, основным источником знаний для которой являются сами эксплуатационные процедуры, регламентирующие деятельность персонала как в штатных режимах, так и при нарушениях и в аварийных ситуациях. Анализ процедур позволил выявить состав этих знаний, включающий в себя

- знания о технологическом оборудовании, его связях и поведении;
- знания о технологических средах и их поведении;
- алгоритмы принятия решений и управления;
- прочие знания и информацию.

Используемые на АЭС процедуры представляют собой структурированный текст на естественном языке. Особенности такого представления являются неунифицированные языковые и синтаксические конструкции, наличие нечетких и неоднозначных понятий. Кроме того, не исключены и логические ошибки, неполнота и противоречивость самих алгоритмов процедур. Все это не только затрудняет восприятие и понимание отдельных элементов процедур, но и делает невозможным непосредственное представление знаний этих процедур в памяти ЭВМ для организации последующего логического вывода на их основе.

Таким образом, на пути к СКП необходимо создать метод кодирования знаний, который, несмотря на нечеткость и неунифицированность вербальных формулировок позволил бы точно и непротиворечиво отразить логику и алгоритм процедуры и, с другой стороны, оставлял бы эти формулировки «нетронутыми» – в том виде, к которому привыкли и с которым работают операторы. В статье обсуждается такой подход к представлению знаний об оборудовании и технологических средах.

Традиционно в искусственном интеллекте для представления знаний, выраженных в вербальной форме, используется аппарат *семантических сетей*. Под «семантической сетью» подразумевается целый класс общих подходов. Например, самым простым видом семантических сетей являются реляционные графы, где каждый узел обозначает понятие, а дуги – отношения между этими понятиями. Более сложными считаются пропозиционные сети, узлы которых представляют собой целые предложения и являются точками соприкосновения для отношений между отдельными высказываниями. Также существуют выполняющиеся сети (например, сети Петри), содержащие механизмы для отправки сообщений от узла к узлу, модификаций графа сети и выполнения встроенных процедур, и обучающиеся сети (например, нейронные), способные изменять внутреннее представление на основе поступающей информации [10].

Общим для всех подходов является декларативное графическое представление предметной области с выделением набора смысловых понятий, объектов предметной области и их состояний (вершин сети), связанных между собой отношениями различного типа (конструкционными, функциональными, структурными), изображаемыми в виде дуг. С формальной точки зрения, семантическая сеть – это ненаправленный граф с поименованными вершинами и дугами (ребрами). Семантичес-

кие сети могут иметь собственную внутреннюю структуру. Так, семантическую сеть можно разделить на подсети (пространства) и устанавливать отношения не только между вершинами, но и между пространствами. Кроме того, каждая вершина сети может сама представлять собой семантическую сеть – в этом случае мы имеем дело со сложной иерархической сетью.

В работе рассматривается двухуровневая семантическая сеть. На верхнем, *интенциональном*, уровне с помощью семантической сети представляются обобщенные объекты, классы, категории и отношения между ними. В работе предложены две интенциональные сети – для описания технологического оборудования и технологических сред. На нижнем, *экстенциональном*, уровне строятся семантические сети для каждого конкретного технологического параметра, элемента или группы оборудования. *Шаблоны*, накладываемые на экстенциональные сети, позволяют диагностировать ситуацию и принимать решения.

ИЕРАРХИЯ ОБОРУДОВАНИЯ

Энергоблок АЭС – это сложная техническая система, функционирование которой зависит не только от работы отдельного оборудования, но и от того, насколько слаженно взаимодействуют элементы этого оборудования между собой в ходе выполнения определенной технологической задачи. Очевидно, что классификация и описание устройства оборудования – сложная, многосторонняя проблема. Наиболее известным является разделение оборудования на классы в зависимости от его

- роли в технологическом процессе – основное, вспомогательное,
- устройства и физических принципов действия – тепломеханическое, электромеханическое и др.;
- значимости для безопасности и надежности станции – категоризация оборудования и систем по четырем классам безопасности и по четырем типам выполняемых функций безопасности [11].

Учитывая, что работа сконцентрирована на вопросах контроля и управления, введем еще один принцип структурирования оборудования АЭС. Для этого представим технологический процесс АЭС как совокупность взаимодействующих функций, например, преобразование ядерной энергии в тепловую, генерация пара, преобразование тепловой энергии в механическую и электрическую, перемещение вещества и др. Функции образуют иерархию, в нижней части которой расположены элементарные действия, такие как перекачка конденсата, хранение запаса теплоносителя и др. Для выполнения каждой функции в конструкции АЭС предусмотрено соответствующее оборудование: насосы, задвижки, баки – для выполнения функций нижнего уровня; технологические системы и сложные агрегаты, такие как реактор или турбина – для выполнения функций верхнего уровня. Управление единицей или группой оборудования позволяет воздействовать на соответствующую функцию – активизировать или, наоборот, остановить ее [12].

Таким образом, оборудование АЭС рассматривается как иерархия *объектов управления*, обеспечивающих выполнение технологических функций определенного уровня. Подчеркнем, что объектом управления может быть одна единица оборудования, например, задвижка или регулирующий клапан вместе с трубопроводом, обеспечивающие функцию перетока воды из одного места в другое. В то же время, обеспечение циркуляции теплоносителя через реактор – это функция, выполняемая одновременно несколькими главными циркуляционными насосами (ГЦН), рассматриваемыми в данном случае тоже как единый, но не элементарный объект управления.

Анализ процесса управления энергоблоком АЭС, выполненный в результате изучения эксплуатационных процедур, человеко-машинного интерфейса и дискус-

сий с оперативным персоналом БЦУ, позволяет выделить следующие иерархические уровни технологического оборудования.

1. *Элемент оборудования* – техническое устройство, способное находиться в различных состояниях и воспринимаемое в процессе управления как единое и неделимое целое. Типичными примерами элементарного оборудования являются запорная задвижка, регулирующий клапан, насос, бак, трубопровод.

2. *Технологическая группа оборудования* – совокупность взаимодействующих элементов оборудования, совместно выполняющих простую технологическую функцию. Примером такой группы является насос с отсечными задвижками на входе и выходе. Перекачивание среды возможно только при включенном насосе, открытых задвижках и целостных трубопроводах.

3. *Рабочая группа оборудования* – совокупность однотипных элементов или технологических групп оборудования, выполняющих одну и ту же задачу. Примером рабочей группы является группа насосов, создающих давление в напорном коллекторе, например, четыре ГЦН. Специфической характеристикой рабочей группы, упоминаемой в процедурах, является количество одновременно работающего оборудования, например, «три ГЦН из четырех». В различных ситуациях управляющие действия могут выполняться в контексте сразу всей рабочей группы, например, ввод в работу хотя бы «одного ГЦН из четырех», «отключение двух работающих ГЦН» – без указания конкретного насоса.

4. *Функциональная группа оборудования* – совокупность взаимодействующих элементов, технологических и рабочих групп оборудования, совместно реализующих предписанную технологическую функцию, например, обеспечение питательной водой барабанов-сепараторов левой стороны. Другим примером функциональной группы является группа аварийного ввода бора, которая включает в себя насосные агрегаты аварийного ввода бора, арматуру и клапаны, управляемые с БЦУ.

5. *Технологическая система* – совокупность оборудования, реализующего технологическую функцию высокого уровня, например, системы обеспечения питательной водой, аварийного расхолаживания.

Безусловно, данная классификация не является строгой, т.к. в ряде случаев невозможно определить четкую границу, например, между рабочей группой, функциональной группой и технологической системой. Однако по отношению к большей части оборудования такая схема вполне работоспособна. На рисунке 1 приведена технологическая схема части системы обеспечения питательной водой энергоблока с РБМК, иллюстрирующая введенные уровни иерархического обобщения оборудования.

Учитывая, что на концептуальных схемах иерархия объектов представляется одной сущностью, на которой определено рекурсивное отношение «родитель-потомок», введем еще одно обобщающее понятие – *группа оборудования*, которое будет использоваться как обобщенное название оборудования любого из четырех верхних уровней иерархии.

СОСТОЯНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ

Прежде чем вводить понятия, описывающие состояние оборудования, рассмотрим конкретные состояния на примере одного относительно несложного насосного агрегата, например, насоса питательной воды. С точки зрения выполнения заданной функции, данный насос может быть включен или выключен, т.е. перекачивать воду или стоять. Однако, с точки зрения управляемости и готовности, количество градаций состояния значительно больше. Так, насос может быть в ремонте и, таким образом, не доступен для использования. В работоспособном состоянии насос может стоять, будучи отключенным от процесса либо в дежурном ожида-

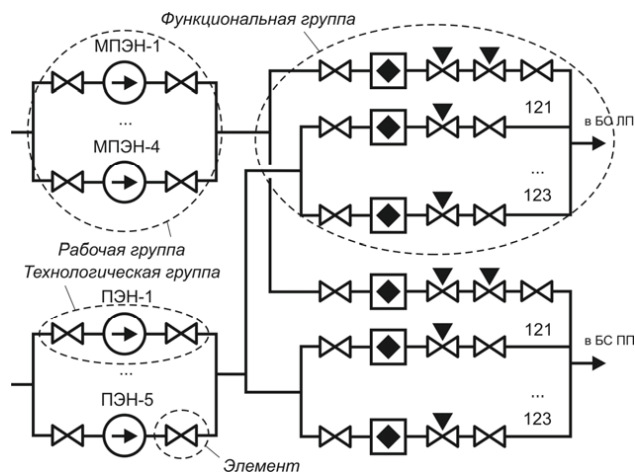


Рис. 1. Иерархические уровни оборудования (ПЭН (МПЭН) – (малый) питательный электронасос, БС – барабан-сепаратор, ЛП, ПП – левая и правая половины)

нии команды автоматического ввода резерва.

Строго говоря, текущее состояние насоса определяется состоянием электрической схемы, режимом работы и положением выключателя насоса. Электрическая схема насоса может быть

- разобрана – насос при этом находится в состоянии ремонта, выключатель разобран, и возможно, заземлен;
- собрана в испытательное положение, когда формируются все управляющие сигналы, но не подается силовое напряжение;
- собрана в рабочее положение, когда формируются управляющие сигналы и подается силовое напряжение.

Сам насос может находиться в трех режимах:

- в отключенном состоянии – насос не используется в технологическом процессе; он стоит и полностью «отсечен» от соответствующей технологической нитки;
- в резерве (или в «горячем» резерве) – насос считается «рабочим», однако в зависимости от ситуации он может стоять или в любой момент подключаться к перекачиванию вещества; обычно резервными называют насосы, подключенные к автоматике, дающей управляющие команды на их пуск;
- в работе – насос считается «рабочим» и может быть включен или выключен оператором в любой момент времени.

Подчеркнем, что насос, находящийся в резерве или в работе, может быть как включен, так и выключен. Таким образом, к режиму добавляется еще один фактор, определяющий состояние насоса, – состояние выключателя, запускающего электродвигатель насоса и, следовательно, перекачку вещества.

Декартово произведение трех перечисленных параметров состояния насоса – состояния электрической схемы, положения выключателя и выбранного режима плюс аномальное состояние дает $3 \times 2 \times 3 + 1 = 19$ вариантов состояния насоса, потенциально реализуемая часть которых приведена в табл. 1.

Изучение эксплуатационных процедур и анализ задач операторов БЩУ позволил выявить следующие элементы информации, значимые в процессе управления оборудованием:

- описание отдельных элементов и групп оборудования, а также иерархических связей между ними;
- описание текущего состояния и режимов работы элементов и групп оборудования;

Таблица 1

Возможные состояния насоса, требующие различия

Номер состояния	Электрическая схема	Режим	Выключатель	Аномалия
1	Разобрана	Отключен	Не имеет значения	Нет
2		Резерв, работа		
3	Собрана в испытательное положение	Отключен	Не имеет значения	
4		Резерв	Отключен	
5			Включен	
6		Работа	Отключен	
7			Включен	
8		Собрана в рабочее положение	Отключен	
9	Резерв		Отключен	
10			Включен	
11	Работа		Отключен	
12			Включен	
13	Не имеет значения	Не имеет значения	Не имеет значения	Есть

• описание фактов, истории и допустимых в данный момент переходов оборудования из одного состояния в другое.

Далее рассмотрим интенциональное представление данной информации в виде семантической сети.

ИНТЕНСИОНАЛЬНОЕ ОПИСАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ

На данном уровне описание технологического оборудования осуществляется с помощью 12-ти понятий, представленных в интенциональной семантической сети в виде вершин, таких как элемент оборудования, группа оборудования, состояние группы оборудования, конфигурация и др. (рис. 2).

Элемент оборудования. Данное понятие содержит описание элемента оборудования, включающее в себя такую информацию, как технологическое обозначение элемента оборудования, используемое в качестве уникального идентификатора, полное и сокращенное название элемента оборудования, используемые в эксплуатационных процедурах, например, 2TQ31D01, «спринклерный насос №3».

Элемент оборудования может *входить в состав группы оборудования*, которая, в свою очередь, может являться компонентом другой группы более высокого уровня. Последнее представлено в сети рекурсивным отношением *входит в состав*. В зависимости от принятой на станции терминологии, описание группы может выполняться в виде технологического обозначения, названия, аббревиатуры или даже с помощью образования множественного числа от названия элемента оборудования, например ТФ, «система промконтура», «САКП» (система аварийной конденсации пара), «насосы промконтура».

В каждый момент времени элемент оборудования находится в определенном состоянии и режиме. Как **состояние**, так и **режим работы элемента оборудования**

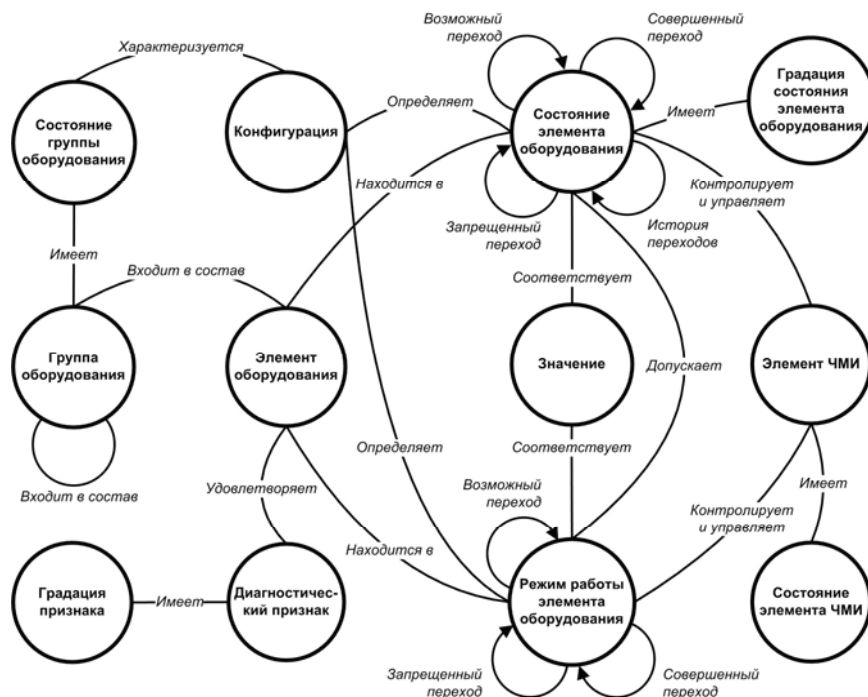


Рис. 2. Интенциональная семантическая сеть для описания технологического оборудования

ния определены на конечном множестве возможных **значений**, характеризующих функционирование данного оборудования. Например, как было показано ранее, насос может находиться в «отключенном» или «включенном» состоянии. В ряде случаев насос может иметь переменную характеристику расхода, например, насос с изменяющимся углом или скоростью вращения лопаток. Для представления подобной информации вводится понятие **градации состояния элемента оборудования**, дополняющее описание состояния и особенно важное для представления состояния арматуры – регулирующих клапанов и задвижек, имеющих промежуточные положения. Так, для БРУ-К, БРУ-А и других клапанов могут встречаться такие градации, как «открыт на 5, 10–95%», «частично открыт», «приоткрыт», «не закрыт» и т.п. Градации состояния могут быть определены как на числовой, так и на номинальной шкалах.

Для определенных категорий оборудования, таких как насосы, регулирующие клапаны и другие, функциональная характеристика, наряду с текущим состоянием, дополняется режимом работы.

Несмотря на то, что режим работы и состояние элемента оборудования являются двумя взаимодополняющими характеристиками, в ряде случаев они не являются полностью независимыми. Так например, насос не может быть включен (состояние «включен»), если он выведен из работы (режим «отключен»). Допустимые сочетания состояний и режимов показаны в семантической сети дугой *допускает*.

Наряду со штатными, определенными технической документацией, режимами работы и состояниями оборудования введем еще два, оказывающих существенное влияние на процесс диагностики и управления: «недоверное» состояние и «неисправный» режим. Недоверное состояние фиксируется в случае прихода недоверных данных о состоянии оборудования. Необходимо отметить, что при этом оборудование все же находится в одном из предусмотренных состояний, однако это состояние неизвестно.

Неисправный режим означает, что оборудование не может должным образом управляться и (или) выполнять свои функции. Подчеркнем, что неисправность – это режим, а не состояние оборудования. Будучи неисправным оборудование может находиться в определенном рабочем состоянии, например, неисправная задвижка может остаться в промежуточно открытом состоянии.

Наряду с текущим состоянием и режимом работы оборудования операторам важно знать информацию о свершившихся или потенциально возможных их изменениях. Так например, при автоматическом вводе в работу резервного насоса на БЩУ загорается информационное табло. В семантической сети смена состояния или режима работы оборудования изображается дугой *совершенный переход*. При управлении оборудованием важно представлять, какие состояния или режимы работы являются достижимыми для оборудования в данный момент. Эта информация отображается дугой *возможный переход*. В ряде ситуаций при формировании определенных технологических условий срабатывают так называемые «блокировки» – автоматически исполняемые цепочки команд, формирующие, в том числе и запреты на определенные состояния оборудования, например, «запрет на открытие БРУ-К». Состояния и режимы работы оборудования, в которые невозможно перейти в данных условиях работы (но достижимые в другой ситуации), указываются дугой *запрещенный переход*.

Журнал работы оборудования сохраняется в виде совокупности значений, каждое из которых представляет собой кортеж <время, состояние элемента оборудования, режим работы элемента оборудования>. Журнал позволяет восстановить *историю переходов*, которая в ряде ситуаций может послужить важным симптомом, например, «кратковременное открытие TX50,60,70,80S05» или «включение и отключение резервного подпиточного насоса». В ходе анализа процедур выделены два типа историй:

- кратковременные переходы – быстрая однократная смена состояния оборудования с возвратом в исходное состояние;
- периодические переходы – неоднократная с определенной периодичностью смена состояний.

Наряду с состоянием отдельного элемента оборудования важное значение играет **состояние группы оборудования**, которое характеризуется **конфигурацией** данной группы и определяется состоянием и режимом работы элементов оборудования, входящих в данную группу. Для пояснения понятий «состояние» и «конфигурация» рассмотрим пример с рабочей группой ГЦН, характеризующейся количеством работающих насосов и наличием одного или нескольких резервных насосов, например, «два ГЦН в работе и один в режиме автоматического ввода резерва (АВР)». Такому состоянию соответствуют следующие возможные конфигурации, т.е. сочетания состояний элементов оборудования: <ГЦН-1, ГЦН-2 – в работе, ГЦН-3 – в АВР>, <ГЦН-1, ГЦН-2 – в работе, ГЦН-4 – в АВР>...<ГЦН-3, ГЦН-4 – в работе, ГЦН-2 – в АВР> (всего 12 конфигураций).

Как правило, в процессе управления с большинством оборудования ассоциирован достаточно большой набор условий, *удовлетворение* которых воспринимается операторами как признак определенной ситуации или необходимости совершения какого-то действия. Такие условия представлены в семантической сети в виде вершины **диагностический признак**. Примером диагностического признака может служить «открытие БРУ-К». Аналогично градациям состояния диагностический признак также может иметь **градации признака**, например, «открытие БРУ-К на 10%», «частичное открытие БРУ-К» и др.

С точки зрения процесса управления, важнейшими свойствами оборудования является управляемость и наблюдаемость. Эти свойства означают наличие у опе-

ратора возможности контролировать и управлять состоянием и режимом работы оборудования посредством определенного инструментария и элементов человеко-машинного интерфейса (ЧМИ) – индикаторов, кнопок, ключей, блоков регуляторов и т.п. При этом, каждому режиму и состоянию оборудования соответствует определенное **состояние элемента ЧМИ**, например, поворот ключа TQ13D01 влево выключает насос ввода бора TQ13D01. По изменению состояния (или положения) органов управления можно также отслеживать выполнение операторами того или иного шага процедуры. Наряду с органами управления о состоянии и режимах работы оборудования можно судить и по различным индикаторам, таким как лампы, табло сигнализации или стрелочные приборы, показывающие, например, процент открытия задвижки.

ЭКСТЕНСИОНАЛЬНОЕ ОПИСАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ

На данном уровне интенциональная семантическая сеть реализуется для каждого конкретного элемента и группы оборудования. Ниже представлен пример экстенциональной сети для быстродействующей редукционной установки сброса пара в конденсатор (БРУ-К).

БРУ-К имеет несколько режимов: может находиться в режиме автоматической работы, дистанционной работы, быть неисправен («сломан») или отключен (выведен из работы, разобрана его электросхема). При этом БРУ-К может быть открыт, закрыт или иметь недостоверное состояние (когда отсутствуют указания положений его клапанов), может обеспечивать расхолаживание энергоблока с различной скоростью. Допустим, БРУ-К находится в автоматической работе и закрыт, и при этом сформировался запрет на его открытие. Экстенциональная сеть, полученная в результате реализации интенциональной сети для текущего состояния БРУ-К, показана на рис. 3.

С помощью экстенциональной сети кодируется вся информация, связанная с данным конкретным оборудованием и содержащаяся в процедуре. Существенная часть этой информации является частью различных диагностических признаков, симптомов и технологических условий, которые подлежат проверке в ходе управ-

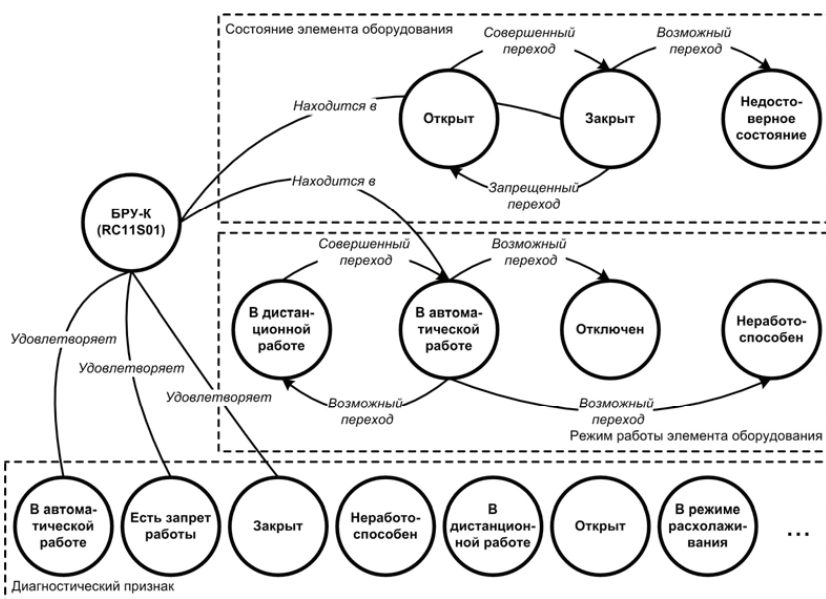


Рис. 3. Экстенциональная сеть, описывающая БРУ-К и его текущее состояние

ления энергоблоком. Все эти симптомы и условия являются логическими утверждениями, которые можно выразить в виде фрагмента экстенциональной сети. В данной работе такие фрагменты будем называть сетями-шаблонами или просто шаблонами.

На рисунке 4 представлен пример шаблона, кодирующего симптом «Закрытие БРУ-К RC11S01». Следует заметить, что в данном случае не важно, в каком режиме работает БРУ-К, работоспособен он или нет, и как БРУ-К оказался в закрытом состоянии.



Рис. 4. Шаблон для идентификации симптома «Закрытие БРУ-К (RC11S01)»

ИНТЕНСИОНАЛЬНОЕ ОПИСАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕД

Аналогичный подход – интенциональное и экстенциональное представление применим и для описания **технологических сред** АЭС, таких как теплоноситель, питательная вода, конденсат, пар, масло, газ и др. Перемещаясь по объему контура, технологическая среда попадает в оборудование, где заполняет определенный объем, меняет фазовое состояние, совершает работу, изменяет свои теплофизические характеристики. Состояние среды, находящейся в определенном элементе или группе оборудования, характеризуется **технологическими параметрами** – давлением, расходом, температурой, уровнем, концентрацией (рис. 5). К параметрам среды можно отнести напряжение, силу тока, электрическую мощность, частоту, а также различные производные характеристики – нейтронная или тепловая мощность, запас до кавитации, суммарный расход, перепад давления и др., определяемые на основании других, первичных параметров. Параметры могут характеризовать не только технологические, но и конструктивные элементы, например, температура корпуса реактора или бетона.

Подчеркнем, что технологический параметр обычно измеряется в конкретном **оборудовании**, например, «уровень воды в барабане-сепараторе БС-12». Однако в ряде случаев требуется более точно описывать **место** измерения, которое является частью оборудования, например, температура охлаждающей воды на сливе из технологического конденсатора», «расход воды на напоре насосов расхолаживания». По умолчанию, в качестве места принимается понятие «внутри», «в». В дру-

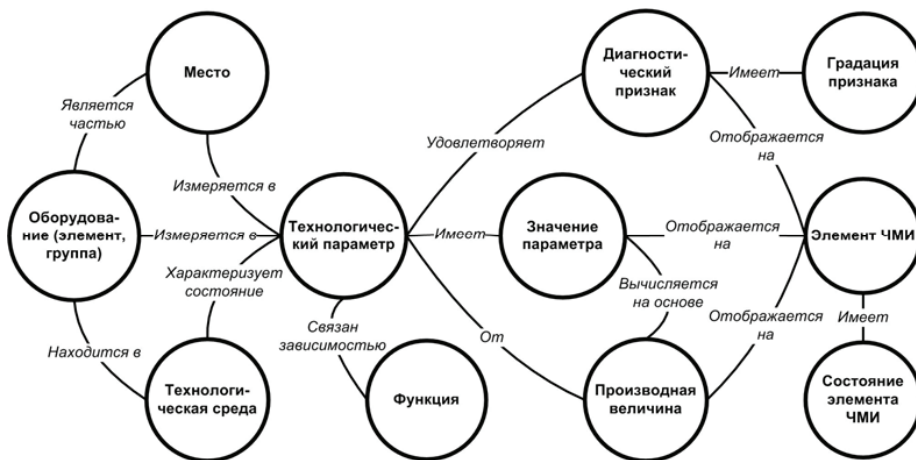


Рис. 5. Интенциональная семантическая сеть для описания технологического параметра

гих случаях местом может быть «на сбросе», «после», «перед», «на всасе», «через», «на входе», «на выходе» и др.

Технологический параметр идентифицируется полным и сокращенным названием, а также технологическим обозначением соответствующего датчика, например, «уровень конденсата в технологическом конденсаторе №1», «уровень в ТК-1», ДОН-3211. В каждый момент времени параметр имеет определенное **значение**. Историческая совокупность значений хранится в виде упорядоченного множества кортежей <время, значение параметра>, при этом первым хранится текущее значение. На основании этих значений можно вычислить **производные величины** от данного параметра, например, «скорость изменения температуры» или «прогноз достижения параметром уставки». Значение параметра определяется не только количественной (качественной) характеристикой, но и единицей измерения, типом значения, диапазоном возможных изменений (например, 0–250 см), частотой обновления, а также словесной интерпретацией возможных значений.

Аналогично оборудованию, в представлении технологических параметров используются вершины **диагностический признак** и **градация признака**. Они описывают условия, которые должны анализироваться при идентификации ситуации и принятии решений, например, «снижение давления (пара) в парогенераторе», «резкое снижение», «плавное снижение» и др. Так же, как и в интенциональной сети для описания оборудования, наблюдаемость параметра для оператора отражается вершинами **элемент ЧМИ** и **состояние элемента ЧМИ**. Эти вершины содержат ссылки на видеокadres, приборы, индикаторы, лампы и другие средства отображения информации. Помимо самого параметра ЧМИ может отображать также диагностические признаки (например, табло сигнализации о достижении параметром аварийной уставки) и производные величины от параметров.

ЭКСТЕНСИОНАЛЬНОЕ ОПИСАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕД

На данном уровне выполняется описание каждого конкретного технологического параметра. Рассмотрим экстенциональную сеть на примере уровня воды в компенсаторе давления (КД) (рис. 6). При текущем уровне в КД, равном 8600 мм,

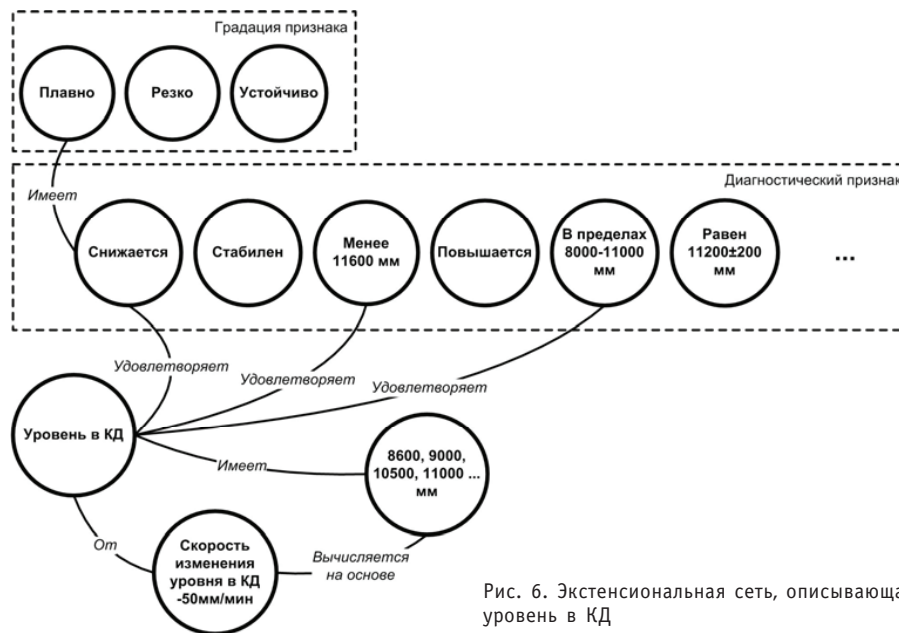


Рис. 6. Экстенциональная сеть, описывающая уровень в КД

и тенденции к снижению со скоростью 50 мм/мин удовлетворены следующие диагностические признаки: снижается плавно, менее 11600 мм, в пределах 8000–11000 мм. Пример шаблона, кодирующего симптом «Плавное снижение уровня в КД» показан на рис. 7.



Рис. 7. Шаблон для идентификации симптома «Плавное снижение уровня в КД»

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложен подход к представлению декларативных знаний, учитывающий специфику их вербального описания в эксплуатационных инструкциях и сочетающий строгое структурирование информации о технологическом оборудовании и средах с использованием нечетких и неунифицированных понятий. Для представления знаний разработаны интенциональные семантические сети, задающие общую структуру базы знаний, основанные на результатах разбора оперативных процедур, изучения работы различных видов оборудования, а также анализа деятельности операторов БЩУ энергоблоков ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Сами знания о конкретном оборудовании, технологических средах и их свойствах содержатся на экстенциональном уровне – в виде экстенциональных сетей и шаблонов.

Для реализации предложенной структуры знаний может быть использован объектно-ориентированный подход. В этом случае каждая вершина интенциональной семантической сети образует поименованный класс. Информация, содержащаяся в вершинах, хранится в виде наследуемых свойств класса. Вершины интенциональной сети имеют множество реализаций на экстенциональном уровне в виде объектов. Для вычисления свойств этих объектов используются встроенные процедуры-методы. В работе [14] обсуждался прототип такой объектно-ориентированной системы знаний, созданный с целью проверки адекватности данного подхода для реализации базы знаний.

Литература

1. Papin B., Quellien P. The operational complexity index: a new method for the global assessment of the human factor impact on the safety of advanced reactors concepts//Nuclear Engineering and Design. – 2006. – V. 236. – № 10. – P. 1113-1121.
2. O'Hara J.M., Higgins J., Stubler W. et al. Computer-based procedure systems: technical basis and human factors review guidance (NUREG CR/6634). – Washington, D.C., NRC, 2000.
3. Lee S.J., Seong P.H. Human-centered HMI design to support cognitive process of operators in nuclear power plants/Proceedings of the 5th ANS International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Controls, and Human Machine Interface Technologies: NPIC&HMIT 2006 (Albuquerque, NM, November 12-16, 2006). – La Grange Park, IL: ANS Inc., 2006. – P. 1191-1198.
4. Miller C.A., Funk H.B., Goldman R.P., Meisner J., Wu P. Implications of adaptive vs. adaptable UIs on decision making: why «automated adaptiveness» is not always the right answer/Proceedings of the 1st International Conference on Augmented Cognition (Las Vegas, NV; July 22-27, 2005)
5. Полетыкин А.Г., Байбулатов А.А. Обзор зарубежного опыта разработки систем человеко-машинного интерфейса АСУТП/Труды III Международной конференции «Идентификация систем и задачи управления» (SICPRO04) (Москва, 28-30 января 2004 г.). – М.: ИПУ, 2004. – С. 719-734.
6. Анохин А.Н., Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001. – 344 с.
7. Алпеев А.С. Классификация систем поддержки оператора атомной станции//Атомная энергия. – 1993. – Т. 75. – Вып. 6. – С. 423-426.
8. Зверков В.В. Блочные щиты управления АЭС. – М.: Скрипто, 1993.
9. O'Hara J.M., Higgins J., Stubler W. Computerization of nuclear power plant emergency operating procedures (BNL-NUREG-67216). – Upton, NY: BNL, 2000.

10. *Sowa J.F.* Semantic networks / In Encyclopedia of Artificial Intelligence/Edited by S.C. Shapiro. – John Wiley & Sons, 1987 (1992, second edition).
11. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97. ПНАЭ Г-01-011-97. – М.: Госатомнадзор России, 1997.
12. *Anokhin A.* The structural system approach to functional design of control room / Proceedings of the International Control Room Design Conference: ICOC0 2010 (Paris, France, October 25-26, 2010)/ Edited by J. Wood. – Loughborough: Institute of Ergonomics and Human Factors, 2010. – P. 132-139.
13. *Pirus D., Chambon Y.* The computerized procedures for the French N4 series / Global perspectives of human factors in power generation // Proceedings of the 1997 IEEE Sixth Conference on Human Factors and Power Plants (8-13 June 1997). – p. 6/3-6/9.
14. *Анохин А.Н., Промохова Е.С.* Представление знаний о технологическом процессе АС // Тезисы докладов XI Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2009» (Обнинск, 29 сентября-2 октября 2009 г.). В 2-х тт. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – Т.2. – С. 19-20.

Поступила в редакцию 12.01.2011

СТАТИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ДАННЫХ ОБ ОТКАЗАХ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС С УЧЕТОМ НЕОДНОРОДНОСТИ ПОТОКА ОТКАЗОВ

А.В. Антонов, К.А. Белова, В.А. Чепурко

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Описывается методика оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющая учесть возможную неоднородность потока отказов. Отмечена специфика поступающих статистических данных об отказах. Предложен ряд критериев проверки гипотез о характере поступающей информации. Описано применение модели нормализующей функции потока для расчета требуемых показателей надежности. Приведен практический пример анализа данных об отказах некоторых элементов СУЗ Билибинской АЭС.

Ключевые слова: поток отказов, неоднородный во времени процесс, нормализующая функция потока, проверка гипотез, показатели надежности.

Key words: failure flow, non-homogenous process, normalizing flow function, test of hypothesis, reliability coefficients.

ВВЕДЕНИЕ

В процессе функционирования техническое оборудование проходит три стадии, для каждой из которой характерна определенная тенденция поведения параметра потока отказов (ППО). Например, в период нормальной эксплуатации значение ППО является приблизительно постоянной величиной. В этом случае предполагается однородность во времени процесса функционирования оборудования, и показатели надежности рассчитываются классическими способами [1, 4].

На этапе приработки ППО убывает со временем, на этапе старения возрастает (могут иметь место и более сложные зависимости). Такую зависимость в поведении ППО можно объяснить присутствием в потоке отказов неоднородностей: областей, для которых характерно относительное уменьшение количества отказов, и областей, для которых характерно относительное увеличение количества отказов. Следовательно, на этапах приработки и старения наработки между двумя последовательно происшедшими отказами не являются одинаково распределенными случайными величинами, а поток отказов нельзя считать рекуррентным [3]. Ввиду этого применять классические способы расчета характеристик надежности на данных этапах некорректно. При проведении расчетов необходимо принимать во внимание неоднородность (во времени) потока событий.

Рассмотрим литературные источники, авторы которых касаются проблемы неоднородности. В работе [15] излагается модель деградации работоспособности

объекта, представлено уравнение для расчета коэффициента готовности, описывающее процесс эксплуатации оборудования с постепенной деградацией. Неоднородность потока событий учитывается изменением как функции распределения наработки между отказами, так и функции распределения времени восстановления. Недостатком предложенного метода является то, что полученное интегральное уравнение разрешимо лишь для некоторых частных случаев.

Новый способ учета неоднородности при помощи модели нормализующей функции потока (НФП) впервые представлен в [6, 7]. В данной работе вводятся асимптотические характеристики, близкие по смыслу к коэффициенту готовности.

Остановимся на источниках, авторы которых использовали в исследованиях модель НФП. В [11, 18] представлено уравнение для определения функции распределения произвольной наработки на отказ в условиях неоднородности потока событий, зная которую можно оценить, например, остаточный ресурс. В [11] получены функции распределения второй наработки на отказ для степенной модели НФП в некоторых частных случаях. В работе [14] предложен метод обработки неоднородных потоков статистических данных об отказах. Автор представляет такой вид обратной НФП, который приводил бы неоднородный поток отказов к простейшему, и находит выражение для функции распределения произвольной наработки для данного случая. В [16] выводятся уравнения для расчета среднего прямого и среднего остаточного времени с учетом неоднородности потока событий. Автором проводится анализ ресурсных характеристик в одном частном случае. В [8, 9] исследована модель совместного потока событий для расчета коэффициента готовности в условиях неоднородности потока событий. В [8] также представлены уравнения для расчета ресурсных характеристик и приведен пример их расчета.

Анализ литературных источников показывает, что для выбора корректного способа оценивания показателей надежности прежде всего необходимо определить, справедливо ли допущение об однородности во времени потока отказов.

Обобщая результаты исследований, выполненных в области оценивания характеристик надежности в условиях неоднородного потока событий, можно выделить несколько этапов статистического анализа данных об отказах оборудования АЭС. Цель предлагаемой статьи состоит в описании и исследовании методики оценивания показателей надежности оборудования АЭС, изложенной в [5] и позволяющей учесть возможную неоднородность потока отказов.

Статья построена следующим образом. Вначале рассматриваются вопросы, связанные с исходными данными об отказах. Затем, описывается методика оценки показателей надежности оборудования АЭС (этапы исследования). Далее раскрывается содержание каждого этапа и приводится пример анализа данных об отказах группы элементов СУЗ Билибинской АЭС. По результатам работы приводятся выводы и намечаются дальнейшие направления исследований.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Информация об отказах оборудования на АЭС фиксируется в специальном журнале дефектов. Отмечается время обнаружения отказа и причина, по которой он произошел. При этом выяснить, какой именно элемент из совокупности однотипного оборудования отказал, когда тот или иной элемент установлен в систему, сколько времени он находился на хранении, каков характер и длительность ремонта, не всегда представляется возможным. Статистическая информация, поступающая для анализа, представлена следующим образом: известно количество отказов элементов v_i ; из совокупности однотипных объектов заданного объема m , реализовавшихся на i -м интервале наблюдения. Информация об отказах распре-

делена по годам эксплуатации (табл. 1), т.е. является группированной. После очередного отказа (по той или иной причине) производится ремонт данной единицы оборудования. Время восстановления объекта предполагается пренебрежимо малым по сравнению с наработками до отказа (практически мгновенным), а само восстановление полным.

Таблица 1

Пример представления статистической информации об отказах

Год эксплуатации	1974	1975	1976	...	2008
Число отказов v_i	5	3	4	...	0
Количество однотипных объектов m	25				

Анализ данных об отказах, представленных подобным образом, является нетривиальной задачей, поскольку для классических способов расчета показателей надежности требуется входная информация в виде известных наработок между отказами. Способы расчета показателей надежности по группированной статистической информации об отказах восстанавливаемых элементов проработаны недостаточно. Классические алгоритмы, изложенные в [10, 13, 20], при наличии группированной информации позволяют получить гистограммную оценку параметра потока отказов. Однако определение через уравнение восстановления (см., например, [1]) плотности распределения по гистограммной оценке параметра потока отказов может привести к получению на некоторых интервалах времени отрицательных значений плотности, что противоречит ее свойствам. Следовательно, данный способ проведения расчетов следует признать некорректным.

Для преодоления данной проблемы можно предложить два подхода. Первый основан на предположении, что поток отказов является простейшим. В этом случае параметр потока отказов оценивается константой, и распределение является экспоненциальным с интенсивностью отказов, вычисляемой на основании статистической информации. Второй подход более гибок и основан на сглаживании гистограммной оценки параметра потока отказов методом ядерных непараметрических оценок параметра потока [19].

И в том, и другом случае в основе методики лежит предположение об однородности потока отказов. Однако статистическое исследование характера потока отказов позволяет утверждать, что, например, для Билибинской АЭС существенная часть исследуемых элементов СУЗ формирует неоднородный во времени поток отказов. Применение классических процедур оценивания показателей надежности для этих элементов приводит к результатам с высоким уровнем погрешности. Возникает необходимость в разработке подходов, позволяющих выполнять оценивание характеристик надежности в условиях неоднородного потока отказов исследуемых объектов.

В данной работе объектом анализа является исследование одной из моделей описания неоднородного потока отказов – модели нормализующей функции потока отказов. С целью представления данной модели изложим методы оценки показателей надежности и критерии проверки сопутствующих гипотез в предположении неоднородности потока отказов исследуемой группы однотипных изделий.

Рассмотрим вопрос о представительности статистики данных об отказах. Введем обозначения: $N_{\text{отк.}} = \sum_{i=1}^T v_i$ – зафиксированное количество отказов объектов за

период наблюдения T лет из совокупности однотипных объектов объемом m единиц, $N_{\text{ср.}} = N_{\text{отк.}} / m$ – среднее число отказов за период наблюдения из совокупности однотипных объектов объемом m .

Рассмотрим ситуации, касающиеся возможного объема данных об отказах:

1) $m \gg N_{\text{отк.}}$ – число объектов находящихся под наблюдением много больше зафиксированного количества отказов (этот случай соответствует ситуации, когда большинство объектов еще ни разу не отказало);

2) m близко к $N_{\text{отк.}}$, $m \approx N_{\text{отк.}}$ – ситуация, согласно которой каждый из m объектов в среднем отказал по одному разу;

3) $m \ll N_{\text{отк.}}$ – соответствует случаю, когда каждый из m объектов в среднем отказал более одного раза.

В случаях 1 и 2 статистику данных об отказах нельзя считать представительной, т.е. делать выводы на основании анализа данных такого объема некорректно. В дальнейшем, среднее число отказов $N_{\text{ср.}}$ будем считать значимым, если $N_{\text{ср.}} \geq 1,5$.

ЭТАПЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Представим основные этапы анализа данных об отказах, согласно [5], в виде последовательности, изображенной на рис. 1.



Рис. 1. Этапы анализа данных об отказах оборудования

Проверка гипотезы об однородности потока отказов

На первом этапе анализа необходимо проверить нулевую гипотезу H_0 , которая состоит в предположении того, что поток отказов является простейшим (частный случай однородного потока), против альтернативной гипотезы H_1 : поток отказов не является простейшим. Для этой цели в работе [5] был предложен обобщенный критерий, суть которого состоит в последовательной проверке трех гипотез: 1 – о пуассоновском приращении числа отказов, 2 – о постоянстве приращений числа отказов и 3 – о случайности приращения числа отказов (табл. 2). В таблице 2 приведены статистики, на основании которых проводится проверка той или иной гипотезы, решающее правило, применяемое при принятии гипотезы, в четвертом столбце представлены результаты исследований, проведенных в [2], для каждого критерия.

Решающее правило отклонения гипотезы H_0 обобщенного критерия следующее: поток отказов не является простейшим, если хотя бы одна из трех гипотез отвер-

Таблица 2

Критерии, составляющие обобщенный критерий

Критерий проверки гипотезы	Статистика	Решающее правило отклонения гипотезы	Результат исследования
О пуассоновском приращении числа отказов	$\chi_{\text{пуасс.}}^2 = \sum_{i=0}^s \frac{(n_i - T \cdot p_i(\hat{\lambda}))^2}{T \cdot p_i(\hat{\lambda})}$	$p(\chi_{\text{пуасс.}, s-1}^2) < \alpha$	Смещенность критерия по мощности (эффект «ложного срабатывания»)
О постоянстве приращения числа отказов	$\chi_{\text{пост.}}^2 = \sum_{i=1}^T \frac{(v_i - \bar{v})^2}{\bar{v}}$	$p(\chi_{\text{пост.}, T-1}^2) < \alpha$	Чувствительность критерия к непуассоновским приращениям числа отказов. Критерий является несмещенным по мощности
О случайности приращения числа отказов (отсутствия линейных положительных или отрицательных трендов)	Кендалла K [16]	$p(K/\sqrt{D(K)}) < \alpha$	Критерии, основанные на статистиках Кендалла и Спирмена, совпадают по мощности, являются несмещенными по мощности
	Спирмена R [16]	$p(R/\sqrt{D(R)}) < \alpha$	

Обозначения:

T – число лет наблюдения; n_i – количество лет наблюдения с числом отказов, равным i ;
 \bar{v} – среднее число отказов; s – число интервалов группирования; v_i – число отказов, зафиксированное в i -тый год наблюдения; $p(\cdot)$ – p -значение – это расчетное значение вероятности принятия нулевой гипотезы; α – заданный уровень значимости; $D(\bullet)$ – дисперсия соответствующей статистики.

гается. Проблема уровня значимости обобщенного критерия рассматривается в [2]. Также в этой работе, в частности, выяснено, что предлагаемый обобщенный критерий является пессимистическим.

Следует отметить, что, основываясь на статистике Кендалла или Спирмена, можно построить критерий проверки гипотезы отсутствия старения, который является частным случаем гипотезы случайности. Для гипотезы отсутствия старения критическая область будет односторонней.

Рассмотрим пример проверки гипотезы о простейшем потоке отказов для некоторых элементов СУЗ Билибинской АЭС, статистику данных об отказах которых можно считать представительной ($N_{\text{ср.}} \geq 1,5$). Результаты проверки гипотезы приведены в табл. 3.

Для элементов, выделенных серым цветом, гипотеза о простейшем потоке отказов отвергается при уровне значимости $\alpha = 0,05$.

Рассмотрим пример проверки гипотезы отсутствия старения. Результаты представлены в табл. 4.

Как видно из табл. 4, при уровне значимости $\alpha = 0,05$ для всех представленных элементов гипотеза отсутствия старения принимается. Значения статистик в столбцах 3 и 5 говорят о наличии отрицательного тренда, т.е. уменьшении числа отказов в зависимости от времени.

Проведение дальнейших этапов исследования рассмотрим на примере данных об отказах, зафиксированных для устройства блока релейно-транзисторных элементов автоматического регулятора (БРТЭ АР).

Таблица 3

Результаты проверки гипотезы о простейшем потоке отказов

Наименование элемента	$N_{cp.}$	p -значение критерия			
		случайности на основе статистики		о пуассоновском приращении	о постоянстве приращений
		Кендалла	Спирмена		
БРТЭ_АР	6.000	0.000	0.000	0.000	0.000
БЗЭ	2.375	0.060	0.076	0.828	0.448
БЗМ	1.625	0.061	0.058	0.088	0.286
УЗС	3.400	0.004	0.003	0.000	0.000
УАЗ	1.875	0.001	0.001	0.674	0.468
КНК53	4.292	0.000	0.000	0.000	0.000

Таблица 4

Результат проверки гипотезы отсутствия старения

Элемент	$N_{cp.}$	$K / \sqrt{D(K)}$	$p(K / \sqrt{D(K)})$	$R / \sqrt{D(R)}$	$p(R / \sqrt{D(R)})$
1	2	3	4	5	6
БРТЭ АР	6.000	-3.898	1.000	-3.698	1.000
БЗЭ	2.375	-1.883	0.970	-1.775	0.962
БЗМ	1.625	-1.871	0.969	-1.897	0.971
УЗС	3.400	-2.841	0.998	-2.943	0.998
УАЗ	1.875	-3.262	0.999	-3.223	0.999
КНК53	4.292	-3.793	1.000	-4.032	1.000

Метод определения нормализующей функции потока

Как было показано в [6, 7], нормализующая функция потока (НФП) $\Psi(t)$ взаимно однозначно определяется ведущей функцией потока (ВФП) $\Omega(t)$, характер взаимосвязи функций следующий $\Omega(t) \sim \frac{m}{E\xi} \Psi^{-1}(t)$, где m – количество однотипных объектов, находящихся под наблюдением; $E\xi$ – математическое ожидание наработки абстрактного однородного потока отказов.

Таким образом, задача состоит в корректном подборе модели $\Psi^{-1}(t)$ на основании ВФП и оценивании параметров модели методом наименьших квадратов (МНК).

Рассмотрим пример оценивания обратной НФП. Возьмем статистику по отказам элемента БРТЭ АР. Построим непараметрическую оценку нормализованной ВФП обычным методом, основанным на определении отношения накопленной частоты

отказов $\Omega(t)$ к данному моменту времени t к общему числу отказов $\sum_{i=1}^T v_i$, за все время наблюдений:

$$\tilde{\Omega}(t) = \Omega(t) / \sum_{i=1}^T v_i.$$

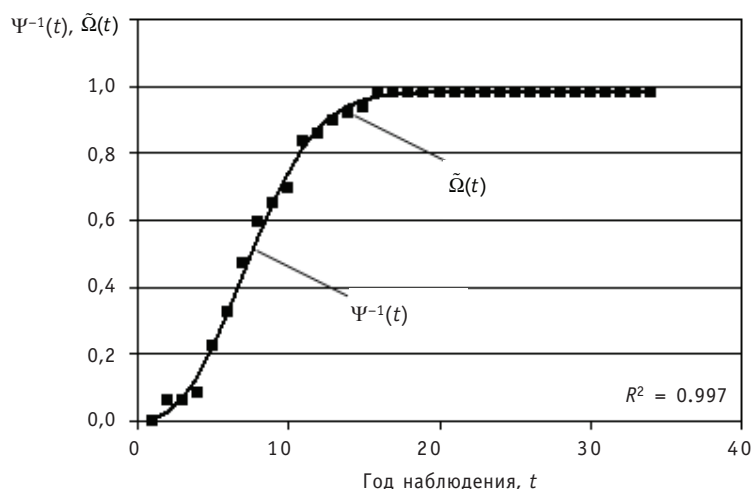


Рис. 2. Обратная НФП $\Psi^{-1}(t)$ и нормализованная ВФП $\tilde{\Omega}(t)$

Визуальный анализ непараметрической оценки ведущей функции потока (точки на рис. 2) позволил предложить вид зависимости для обратной НФП

$$\Psi^{-1}(t) = a \cdot (1 - e^{-b \cdot t^\gamma}), \quad (1)$$

параметры модели определялись методом наименьших квадратов и их значения получились равными $a = 0.980$, $b = 0.005$, $\gamma = 2.448$. О степени согласованности модели и эмпирической функции можно судить по значению коэффициента детерминации, который представляет собой квадрат коэффициента корреляции между статистическими оценками и модельными значениями исследуемой функции. На рисунке представлен график поведения обратной НФП (сплошная линия) и нормализованная ВФП (рассчитанные значения отмечены точками). Для представленного на рисунке 2 примера коэффициент детерминации равен $R^2=0,97$. Высокий коэффициент R^2 говорит о корректности подобранной модели (1).

Выпрямление потока отказов

Суть данного этапа сводится к преобразованию неоднородного потока отказов в абстрактный однородный поток с использованием соотношения

$\mu_i = \Psi^{-1}(\tilde{\mu}_i)$, $i = 1, 2, \dots, T$, при этом μ_i имеет смысл «абстрактного времени», а $\tilde{\mu}_i$ отражает реальное время на оси наработок (на оси реального времени осуществляется фиксация данных об отказах). Таким образом, в абстрактный момент времени μ_i произойдет количество отказов, соответствующее моменту на оси реального $\tilde{\mu}_i$, $i = 1, 2, \dots, T$. В таблице 5 приведен пример преобразования неоднородного потока в однородный. Обратная НФП задана моделью (1).

Таблица 5

Преобразование реального времени в «абстрактное»

«Реальное время»	0	1	2	3	...	35
«Абстрактное время»	0	0.005	0.027	0.070	...	0.980

После преобразования оси времени построим нормализованную ВФП для абстрактного времени. На рисунке 3 представлен график поведения нормализованной ведущей функции потока $\tilde{\Omega}(t)$ после преобразования оси времени. В этом

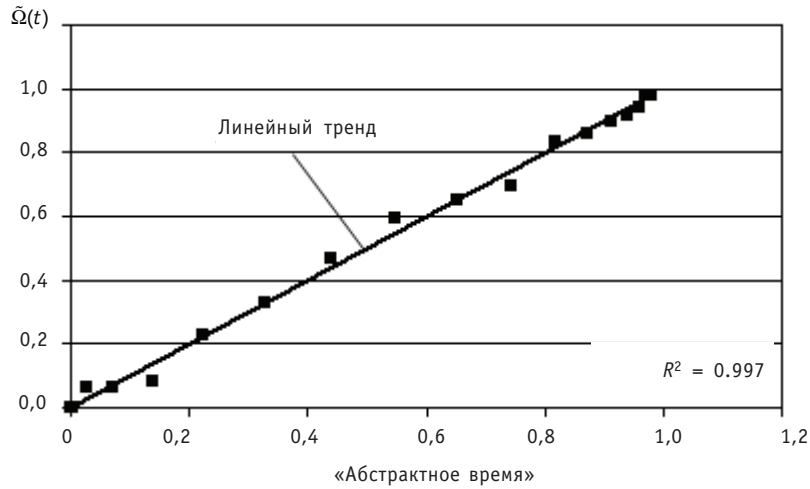


Рис. 3. Нормализованная ведущая функция абстрактного однородного потока отказов

случае получили однородный выпрямленный поток отказов. На рисунке приведены аппроксимирующая функция, которая представлена в виде линейного тренда, и значение коэффициента детерминации R^2 .

Результаты, представленные на рис. 3 показывают, что выпрямленный поток отказов имеет высокий уровень согласия с линейной моделью.

Оценивание параметра выпрямленного потока отказов

Оценка параметра выпрямленного потока событий по группированным данным может быть получена следующими методами (см. [12]).

1. **Гистограммным.** Оценка определяется по формуле

$$\hat{\omega}_r(t) = \frac{v_t}{m \cdot \Delta},$$

где v_t – число отказов, зафиксированное в i -ый интервал наблюдения на оси абстрактного времени; m – количество объектов одного наименования; $\Delta = t_i - t_{i-1}$ – длина интервала, на котором реализовалось количество отказов n_t .

2. **Ядерным.** Ядерная оценка определяется по формуле

$$\hat{\omega}_n(t, h) = \sum_{i=1}^s \frac{v_i}{m \cdot (r_i - l_i)} \cdot \left[G\left(\frac{t - l_i}{h}\right) - G\left(\frac{t - r_i}{h}\right) \right] + \varepsilon(t),$$

где t – время на оси абстрактных наработок; h ($h > 0$) – параметр сглаживания; \bar{v} – массив частот; l_i и r_i – левая и правая границы интервала наблюдений;

$G(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^x e^{-u^2/2} du$ – ядро гауссовского типа; $\varepsilon(x)$ – систематическая ошибка, определяемая по формуле [19]

$$\varepsilon(t, n, m) \approx \frac{1}{2a} \operatorname{erfc}\left(\frac{aN - t}{\sqrt{2N}\sigma}\right) + \frac{\sigma}{\sqrt{2\pi}a} \frac{\sqrt{N}}{aN + t} e^{-\frac{(aN-t)^2}{2n\sigma^2}}.$$

На рисунке 4 представлены оценки $\hat{\omega}_r(t)$ и $\hat{\omega}_n(t, h)$, определенные для рассматриваемого статистического материала.

Как было сказано выше, прямая подстановка гистограммной оценки ППО в уравнение восстановления может привести к получению на некоторых временных интервалах отрицательной плотности распределения. Для дальнейших расчетов

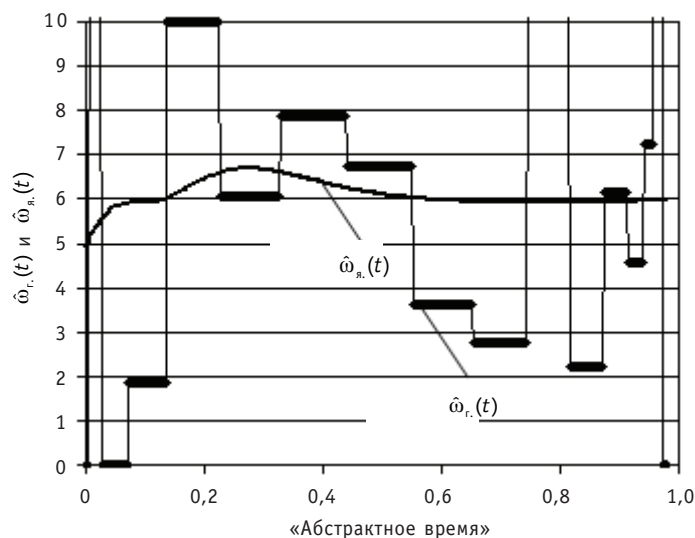


Рис. 4. Гистограммная $\hat{\omega}_r(t)$ и ядерная $\hat{\omega}_n(t, h)$ оценки выпрямленного потока отказов

будем использовать ядерную оценку ППО, позволяющую получить решение уравнения восстановления, обладающее необходимыми свойствами плотности распределения.

Оценивание плотности распределения наработки на оси абстрактного времени

Плотность распределения наработки между отказами однородного потока событий на оси абстрактного времени можно определить, решая уравнение Вольтера второго рода [1]:

$$f_{\xi}(x) = \omega(x) - \int_0^x f_{\xi}(u)\omega(x-u)du,$$

где $\omega(x)$ – оценка параметра выпрямленного потока отказов.

На рисунке 5 изображена плотность распределения абстрактной наработки, полученная на основе ядерной оценки параметра выпрямленного потока отказов.

Ядерная оценка $f_{я}(t, h)$ плотности распределения – неотрицательная функция, удовлетворяющая условиям нормировки.

Для дальнейших расчетов будем использовать полученную ядерную оценку плотности распределения наработки абстрактного однородного потока отказов.

Оценка плотности распределения наработки i -го цикла работоспособности

Пусть i -ый цикл работоспособности ζ_i – это i -ая наработка между двумя последовательными отказами неоднородного потока собы-

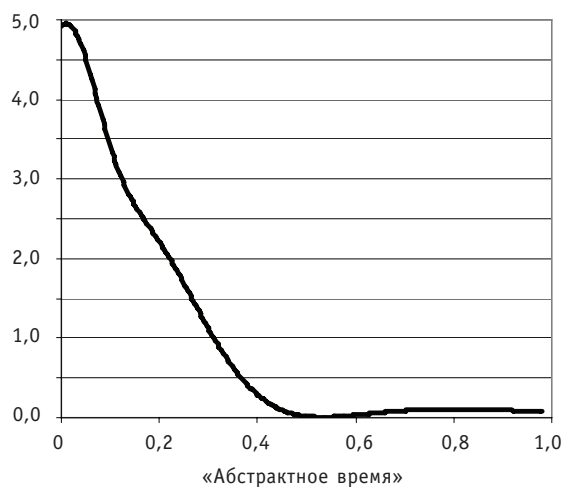


Рис. 5. Ядерная оценка плотности распределения выпрямленного потока отказов $f_{я}(t, h)$

тий. В [11] приведено выражение для нахождения функции распределения величины ζ_j :

$$F_{\zeta_j}(t) = \int_0^{\infty} f_{\mu_{j-1}}(u) F_{\xi}(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) du, \quad (2)$$

где $\mu_k = \sum_{i=1}^k \xi_k$ – момент наступления k -ого события абстрактного однородного потока отказов; $F_{\xi}(x)$ – функция распределения наработки выпрямленного потока отказов; $f_{\mu_{j-1}}(t) = \int_0^t f_{\mu_{j-2}}(t-u) f_{\xi}(u) du$.

Дифференцируя (2), найдем выражение для плотности распределения цикла работоспособности:

$$f_{\zeta_j}(t) = \int_0^{\infty} f_{\mu_{j-1}}(u) f_{\xi}(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) \cdot (\Psi^{-1}(t + \Psi(u)))' du,$$

где $f_{\xi}(x)$ – плотность распределения наработки между отказами выпрямленного потока событий. На основании представленных формул выполним расчеты указанных характеристик для статистических данных, имеющих для элемента БРТЭ АР. Представим результаты расчетов плотностей распределения наработки для первого, второго, третьего и четвертого циклов работоспособности (рис. 6).

Анализируя исходные данные об отказах элемента БРТЭ АР, представленные в табл. 6, а также результат построения нормализованной ведущей функции пото-

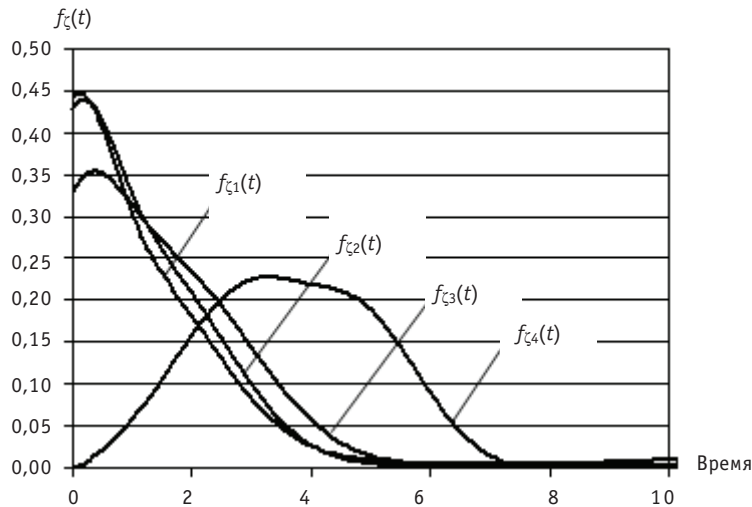


Рис. 6. Плотности распределения циклов работоспособности

ка, изображенный на рис. 2, можно отметить, что все отказы произошли, в основном, в период с 1974 по 1986 гг., т.е. за первые 16 лет эксплуатации. Поток отказов формируют $m = 8$ однотипных элементов. К началу 1979 г. произошло 11 отказов. Предполагая, что условия эксплуатации 8 элементов совокупности одинаковы, с большой долей вероятности можно сказать, что каждый из элементов совокупности отказал, как минимум, по одному разу, т.е. к 1979 г. для каждого из элементов совокупности завершился первый цикл работоспособности, далее элемент был отремонтирован, восстановлен, и начался его второй цикл работоспособности. Целесообразно считать, что средний первый цикл работоспособности равен четырем годам. Длина временного промежутка с 1974.5 по 1978.5 гг. взята в таком виде для усреднения длительности интервала времени между первым и

Таблица 6

Частота отказов для элемента БТРЭ АР

Год	№ года	Частота	Год	№ года	Частота	Год	№ года	Частота
1974	0	0	1986	12	2	1998	24	0
1975	1	3	1987	13	1	1999	25	0
1976	2	0	1988	14	1	2000	26	0
1977	3	1	1989	15	2	2001	27	0
1978	4	7	1990	16	0	2002	28	0
1979	5	5	1991	17	0	2003	29	0
1980	6	7	1992	18	0	2004	30	0
1981	7	6	1993	19	0	2005	31	0
1982	8	3	1994	20	0	2006	32	0
1983	9	2	1995	21	0	2007	33	0
1984	10	7	1996	22	0	2008	34	1
1985	11	1	1997	23	0			

11-м отказами, возникшими в период времени с 1974 по 1978 гг. Более того, поскольку $11/8 > 1$ можно предположить, что средняя продолжительность первого цикла несколько меньше четырех лет. Результаты расчетов, представленные на рис. 6 (график плотности распределения первого цикла работоспособности), позволяют оценить среднее значение наработки, которое приблизительно равно 3.7–3.9 лет.

Можно отметить, что в период с 1978 по 1981 гг. наблюдалась повышенная частота отказов БТРЭ АР, равная примерно шести отказам в год. К началу 1980 г. произошло 16 отказов, т.е. в среднем каждый элемент отказал по два раза. Среднее значение второго цикла работоспособности приходится на интервал от одного до двух лет. График плотности распределения второго цикла работоспособности $f_{\zeta_2}(t)$ должен сместиться влево – вероятность малых наработок увеличилась, а больших – уменьшилась (рис. 6). Плотности третьего и четвертого циклов примерно одинаковы и незначительно отличаются от плотности второго цикла. Подводя итог, можно отметить, что поведение плотности распределения циклов работоспособности достаточно адекватно описывает входную информацию.

Зная $F_{\zeta_i}(t)$ и $f_{\zeta_i}(t)$, можно найти любой интересующий показатель надежности для i -го цикла работоспособности.

Оценивание ресурсных характеристик

В работах [8, 16] приведены выражения для расчета в условиях неоднородности потока отказов таких ресурсных характеристик надежности, как среднее обратное ER_t и прямое EV_t остаточные времена (определение самих характеристик R_t и V_t можно найти, например, в [1]):

$$ER_t = t \cdot (1 - F_{\zeta}(\Psi^{-1}(t))) + \int_0^{\infty} g_R(x; t) f_{\zeta}(x) dx,$$

$$EV_t = \int_{\Psi^{-1}(t)}^{\infty} (\Psi(x) - t) f_{\zeta}(x) dx + \int_0^{\infty} g_V(x; t) f_{\zeta}(x) dx,$$

$$\text{где } g_R(x;t) = \int_{(\Psi^{-1}(t)-x)\vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (t - \Psi(u))v(u)du; \quad v(x) = F_{\xi}(x) + \int_0^x v(x-u)f_{\xi}(u)du;$$

$$g_V(x;t) = \int_{(\Psi^{-1}(t)-x)\vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (\Psi(u+x) - t)v(u)du.$$



Рис. 7. Среднее обратное ER_t и прямое EV_t остаточные времена

По приведенным формулам на основании статистической информации об отказах элемента БРТЭ АР выполнены расчеты показателей (среднее прямое и обратное остаточное время). Результаты расчета приведены на рис. 7. Характер поведения данных показателей позволяет сделать заключение о том, что среднее обратное остаточное время достигает

а) локального максимума 2,4 г. в четвертый год эксплуатации (1978 г.), следовательно, в предшествующий 1978 г. период отказ элемента имел место, скорее всего, в середине 1975 г. (1978–2.4); в 1978 г. закончился этап разрежения потока отказов;

б) локального минимума 1.3 г. Приходится на седьмой год эксплуатации

(1981). К началу 1980 г. наблюдается пик отказов. В 1981 г. завершился этап сгущения потока отказов.

Дальнейшее поведение показателя ER_t характеризуется практически линейной зависимостью его от времени эксплуатации. Это обусловлено тем, что на интервале с 1990 до 2007 гг. отказов не было.

Среднее прямое остаточное время достигает

а) локального минимума 1.6 лет в четвертый год эксплуатации (1978 г.), следовательно, пик отказов приходился на 1980 г. (1978+1.6);

б) локального максимума 21.6 лет на 16-й год эксплуатации (1990 г.), следовательно, следующий пик отказов можно ожидать к 2020 г.

В дальнейшем характеристика EV_t убывает, поскольку отказов не было в период 1990–2007 гг., а следовательно, все меньше времени остается от каждого текущего момента до предполагаемого следующего отказа.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье рассмотрена методика анализа статистических данных об отказах для оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющая учесть возможную неоднородность потока событий. Приведены примеры анализа данных на каждом этапе исследования.

В качестве направлений дальнейших исследований можно отметить следующие работы:

- разработка обобщенного критерия проверки гипотезы об однородном потоке отказов;
- модификация обобщенного критерия проверки гипотезы о простейшем потоке событий;
- оценка точности получаемых оценок.

Литература

1. *Байхельт Ф., Франкен П.* Надежность и техническое обслуживание. Математический подход. Пер. с нем. – М.: Радио и связь, 1988. – 392 с.
2. *Белова К.А.* Разработка и исследование методов статистического анализа данных об отказах СУЗ Билибинской АЭС: Магистерская диссертация. – Обнинск: ИАТЭ, 2009.
3. *Беляев К., Богатырев В.А., Болотин В.В. и др.* Надежность технических систем: Справочник/Под ред. И.А. Ушакова. – М.: Радио и связь, 1985. – 608 с.
4. *Вентцель Е.С., Овчаров Л.А.* Теория случайных процессов и ее инженерное приложение. – М.: Наука. Гл. ред. физ.-мат. лит. (Физико-математическая б-ка инженера.), 1991. – 384 с.
5. *Кисиль И.М., Антонов А.В. и др.* Вероятностный анализ показателей надежности остаточного ресурса оборудования подсистем СУЗ Билибинской АЭС на основе информации об отказах за период 1974-2006 гг./Технический отчет. – М.: ВНИИАЭС, 2007. – 114 с.
6. *Волников И.С., Чепурко В.А.* Неоднородный поток отказов и восстановлений//Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем/Сб. науч. тр. № 14 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – С. 36-44.
7. *Антонов А.В., Чепурко В.А.* Оценка показателей надежности систем стареющего типа на примере систем ядерно-энергетической отрасли//Надежность. – 2010. – № 1(33). – С. 18-29.
8. *Иванова К.А., Скиба М.А., Чепурко В.А.* Метод оценки показателей надежности систем АЭС в условиях неоднородного потока отказов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 29-38.
9. *Иванова К.А., Чепурко В.А.* Математическая модель совместного потока событий//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем/Сб. науч. тр. № 18 каф. АСУ / Под ред. д.т.н. проф. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ, 2009. – С. 64-79.
10. *Козлов Б.А., Ушаков И.А.* Справочник по расчету надежности аппаратуры радиоэлектроники и автоматики – М.: Советское радио, 1975. – 472 с.
11. *Никитина А.Г., Чепурко В.А.* Об учете неоднородности потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. № 15 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – С. 31-36.
12. *Кисиль И.М., Антонов А.В. и др.* Обоснование продления установленного срока службы электрооборудования СУЗ Билибинской АЭС на период после 31.12.2006 г./Технический отчет № 09-3448. 2006. – М.: ВНИИАЭС, 2006. – 113 с.
13. *Острейковский В.А., Антонов А.В.* Оценивание характеристик надежности элементов и систем ЯЭУ комбинированными методами. – М.: Энергоатомиздат, 1993. – 368 с.
14. *Саакян С.П., Острейковский В.А., Чепурко В.А.* Метод обработки статистических данных о надежности оборудования в процессе эксплуатации атомных станций//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 30-37.
15. *Саенко Н.Б.* Учет неполноты восстановления элементов при расчете надежности систем // Известия вузов. Приборостроение. – 1994. – С. 76-79.
16. *Скиба М.А.* О среднем ресурсе и остаточных временах неоднородного потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. № 18 каф. АСУ/Под ред. д.т.н. проф. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ. – 2009. – С. 41-56.
17. *Холлендер М., Вулф Д.А.* Непараметрические методы статистики/Пер. с англ. – М.: Финансы и статистика, 1983. – 518 с.
18. *Чепурко В.А.* Характеристики надежности систем с учетом неоднородности потока отказов// Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. № 17 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 29-40.
19. *Чепурко В.А.* Ядерная оценка параметра потока отказов//Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. № 15 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – С. 19-31.
20. ГОСТ 27.002-89 Надежность в технике. Основные понятия. Термины и определения.

Поступила в редакцию 22.05.2010

СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО РИСКА В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ НОВОВОРОНЕЖСКОЙ, БАЛАКОВСКОЙ И ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС НА ОСНОВЕ ДАННЫХ МОНИТОРИНГА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

М.А. Дмитриева, А.И. Крышев, К.Д. Санина

ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск



Обобщены данные радиационного мониторинга окружающей среды в районах расположения референтных объектов – Нововоронежской (НВАЭС), Балаковской АЭС (БалАЭС) и Ленинградской АЭС (ЛАЭС). Апробирована методика анализа риска применительно к радиоактивному загрязнению окружающей среды. Представлены результаты статистического анализа данных мониторинга и расчетов суммарных дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в районах расположения АЭС, а также даны рекомендации по оптимизации радиационного мониторинга.

Ключевые слова: радиационный риск, мониторинг, окружающая среда, АЭС, радиационное воздействие, безопасность, зона наблюдения.

Key words: radiation risk, monitoring, environment, NPP, radiation exposure, safety, coverage.

ВВЕДЕНИЕ

Традиционно в районах размещения АЭС основное внимание уделяется изучению радиоактивности окружающей среды (ОС). При этом важным средством обеспечения безопасности при использовании атомной энергетики является радиационный мониторинг, под которым понимается система регулярных наблюдений за показателями загрязнения окружающей среды и параметрами состояния биоты с целью своевременного выявления и прогноза нежелательных для человека и экосистем последствий [1]. Согласно современным представлениям, радиационный мониторинг должен быть ориентирован на обеспечение безопасности (величины риска) при использовании ядерной энергии на социально приемлемом уровне. Понятие «социально приемлемый уровень риска» означает, что риск от ядерных технологий не должен являться существенным добавлением к суммарному риску,

© *М.А. Дмитриева, А.И. Крышев, К.Д. Санина, 2011*

которому подвергается человек и среда его обитания в процессе жизнедеятельности.

Радиационный мониторинг в районе АЭС проводится в целях своевременного обнаружения радиоактивного загрязнения ОС, техногенных изменений радиационной обстановки, оценки и прогноза развития негативных процессов в окружающей среде, а также информационной поддержки принятия решений по обеспечению экологической безопасности. Радиационный мониторинг окружающей среды вокруг АЭС осуществляется лабораториями внешней дозиметрии станций путем организации систематического контроля за радиоактивностью объектов природной среды в пределах 30-километровой зоны наблюдения, а в радиусе до 100 км – региональным Управлением по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды (УГМС).

В работе выполнен статистический анализ многолетних данных радиационного мониторинга в районах расположения НВАЭС, БалАЭС и ЛАЭС на основе методов параметрической и непараметрической статистики. Для определения отдельных входных параметров моделей оценки риска выполнены модельные оценки переноса радионуклидов в компонентах ОС. На основе статистических и рассчитанных величин удельных активностей радионуклидов в компонентах ОС были выполнены расчеты дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в зонах наблюдения АЭС.

ОПИСАНИЕ МЕТОДА

Под радиационным риском понимается вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения (используется упрощенное понятие радиационного риска как вероятности стохастических эффектов облучения) [2]. В основу методологии анализа радиационного риска, обусловленного радиоактивным загрязнением окружающей среды, положены следующие принципы [3–6]:

- **интегральность оценки** (методика анализа риска является современным средством интегральной оценки качества окружающей среды) риска, позволяющая сравнивать на единой методической основе опасность различных составляющих загрязнения окружающей среды, оптимизировать ее мониторинг, что имеет существенное практическое значение для обоснования принятия решений в области охраны окружающей среды;
- **системность** – анализ риска проводится с учетом всех основных путей радиационного воздействия на человека;
- **надежность (консервативность)** – в качестве входных используются обобщенные данные радиационного мониторинга Росгидромета и других организаций, недостающие параметры оцениваются с помощью радиозэкологических моделей, не допускающих занижение оценки риска;
- **практическая значимость** – результаты анализа риска используются для обоснования принятия решений в области радиационно-экологической безопасности.

Анализ радиационного риска включает в себя следующие этапы: идентификация источников риска, анализ данных радиационного мониторинга и модельных оценок переноса радионуклидов в окружающей среде, оценка риска и его категоризация, представление результатов анализа для управления риском.

Важным достоинством методологии анализа риска применительно к радиоактивному загрязнению является переход от множества данных радиационного мониторинга к единому интегральному показателю состояния окружающей среды – уровню радиационного риска. Первым этапом для осуществления этого перехода

является статистическая обработка данных для их дальнейшего применения в оценке риска.

Сбор и систематизация данных радиационного мониторинга в районах расположения НВАЭС, БалАЭС и ЛАЭС производились за период с 2000 по 2008 гг. [7].

Учитываются следующие пути радиационного воздействия:

- потребление в пищу местной продукции и объектов биоты, содержащих радионуклиды;
- внешнее радиационное облучение от почвы;
- ингаляция радионуклидов с атмосферным воздухом.

В соответствии с принципом необходимости учета множественных путей радиационного воздействия рассматривается каждый из этих путей и оценивается его роль в формировании риска.

Статистический анализ данных радиационного мониторинга в районах расположения АЭС проводился для определения средних значений уровней загрязнения компонентов окружающей среды техногенными радионуклидами и доверительных интервалов. Стандартными методами математической статистики совокупность данных выборки анализировалась на нормальность распределения в соответствии с [8].

Для нормальной совокупности выполняются расчеты среднего значения и доверительных интервалов, относительно которых можно утверждать с уровнем доверия 95%, что этот интервал содержит, по крайней мере, 95% совокупности данных мониторинга [9]. В случае, когда функция распределения совокупности данных неизвестна, для определения среднего значения и доверительных интервалов используются методы непараметрической статистики [10].

Полученные результаты статистического анализа являются входными параметрами для оценок радиационного риска при учете множественных путей облучения населения.

Радиационный риск от вдыхания считается равным сумме рисков вдыхания отдельных радионуклидов. Риск от вдыхания отдельного радионуклида определялся по соотношению

$$R_{inh,i} = r_{inh,i} \cdot I_{inh} \cdot C_{air,i} = r_{inh,i} \cdot A_{inh,i} \quad (1)$$

где $R_{inh,i}$ – пожизненный риск техногенного облучения в течение года от вдыхания i -го радионуклида; $r_{inh,i}$ – риск при вдыхании i -го радионуклида в расчете на 1 Бк, взятый из табл. 1; I_{inh} – интенсивность дыхания, м³/год [3, 14]; $C_{air,i}$ – концентрация i -го радионуклида в воздухе, Бк/м³; $A_{inh,i}$ – годовое поступление радионуклида за счет ингаляции, Бк/год.

Оценки коэффициентов риска для различных путей радиационного воздействия представлены в табл. 1 [3, 9, 10].

Риск от потребления радионуклидов с пищей равен сумме рисков от потребления отдельных радионуклидов. Риск от поступления с пищей отдельного радионуклида рассчитывался по формуле

$$R_{ing,i} = r_{ing,i} \sum_p C_{i,p} \cdot I_{food,p} \cdot B_p, \quad (2)$$

где $R_{ing,i}$ – пожизненный риск для техногенного облучения в течение года от потребления с пищей i -го радионуклида; $C_{i,p}$ – концентрация i -го радионуклида в p -м продукте питания, Бк/кг; I_p – годовое потребление p -го продукта питания, кг/год; $r_{ing,i}$ – коэффициент риска при пищевом поступлении радионуклида, взятый из табл. 1; B_p – коэффициент, учитывающий потери i -го радионуклида при кулинарной обработке p -го продукта [3,14].

Риск от внешнего облучения при загрязнении почвы радионуклидами равен сумме рисков от отдельных радионуклидов, присутствующих в почве. Риск, обус-

Таблица 1

Коэффициенты риска для разных путей облучения

Нуклид	Потребление пищи и воды (риск/Бк)	Вдыхание (риск/Бк)	Внешнее облучение (риск/год на 1 Бк/г почвы)
⁵⁴ Mn	$1,6 \cdot 10^{-10}$	$9,4 \cdot 10^{-11}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$
⁶⁰ Co	$1,4 \cdot 10^{-9}$	$6,0 \cdot 10^{-10}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$
⁹⁰ Sr	$3,8 \cdot 10^{-9}$	$2,5 \cdot 10^{-9}$	$5,3 \cdot 10^{-7}$
¹³⁴ Cs	$9,4 \cdot 10^{-10}$	$3,3 \cdot 10^{-10}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$
¹³⁷ Cs	$6,5 \cdot 10^{-10}$	$2,3 \cdot 10^{-10}$	$6,9 \cdot 10^{-5}$

ловленный внешним облучением от загрязненной *i*-м радионуклидом почвы, определялся по формуле

$$R_{ext,si} = r_{ext,si} \cdot T_{stay} \cdot C_{soil,i} \quad (3)$$

где $R_{ext,si}$ – пожизненный риск для техногенного облучения в течение года от внешнего облучения, обусловленного содержащимся в почве *i*-м радионуклидом; $r_{ext,si}$ – риск при загрязнении почвы *i*-м радионуклидом в расчете на 1 Бк/г, взятый из табл. 1; T_{stay} – доля времени в расчете на год, проводимая на открытой местности без экранирования [3,14]; $C_{soil,i}$ – удельная активность радионуклида в почве, Бк/г.

Результаты анализа риска позволяют выполнить идентификацию факторов радиационного воздействия, произвести их ранжирование по уровням радиационного риска, рационально организовать радиационный мониторинг изучаемой территории, оптимизировать меры по обеспечению приемлемого уровня радиационного риска на изучаемой территории.

РЕЗУЛЬТАТЫ СТАТИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ДАННЫХ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА

Статистическая обработка данных производится на основе данных по радиоактивному загрязнению компонентов окружающей среды референтного объекта. Для этого формируются выборки из данных радиационного мониторинга за содержанием радионуклидов в компонентах природной среды в целом по зоне наблюдений и на фоновом участке. Данные измерений ниже чувствительности используемых методов анализа оставались в выборке со значением, равным половине порога обнаружения измеряемого радионуклида, если общее число таких данных не превышало половины от размера выборки. При большом количестве данных измерений ниже порога обнаружения (более половины от размера выборки) для исключения возможности занижения оценок риска им предписывалось значение, равное порогу обнаружения.

Данные мониторинга включают в себя результаты измерений содержания радионуклидов техногенного происхождения в различных компонентах природной среды: воздухе, почве, воде и продуктах питания [7].

Результаты статистической обработки данных радиационного мониторинга приземного воздуха в районах расположения АЭС представлены в табл. 2.

Стоит отметить, что при установлении годовых допустимых выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу в [13] принято, что основной вклад (свыше 98%) в дозу облучения населения в режиме нормальной эксплуатации АЭС вносят инертные радиоактивные газы (аргон, криптон, ксенон) и радионуклиды ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs, ⁶⁰Co, ¹³¹I. Нормирование и контроль активности других радионуклидов, обнаруживаемых в выбросах АЭС, считается нецелесообразным, что вносит элемент неопределенности при регламентации радиационного воздействия атомных станций на приземную атмосферу. При этом в ряде случаев выбросы ¹³⁷Cs являются мини-

Среднегодовая активность радионуклидов в приземном воздухе в зонах наблюдения АЭС, Бк/м³

Радио- нуклид	Среднегодовая активность радионуклидов в воздухе зоны наблюдения		
	НВАЭС	БалАЭС	ЛАЭС
¹³⁷ Cs	1,5·10 ⁻⁶ (1,2·10 ⁻⁶ –1,6·10 ⁻⁶)	3,6·10 ⁻⁶ (2,3·10 ⁻⁶ –1,0·10 ⁻⁵)	3,6·10 ⁻⁶ (3,0·10 ⁻⁶ –4,4·10 ⁻⁶)
¹³⁴ Cs	3,0·10 ⁻⁷ (2,2·10 ⁻⁷ –4,0·10 ⁻⁷)	–	5,2·10 ⁻⁷ (4,3·10 ⁻⁷ –6,5·10 ⁻⁷)
⁶⁰ Co	6,0·10 ⁻⁷ (4,0·10 ⁻⁷ –7,0·10 ⁻⁷)	–	4,1·10 ⁻⁶ (3,2·10 ⁻⁶ –5,8·10 ⁻⁶)
⁵⁴ Mn	3,5·10 ⁻⁷ (3,0·10 ⁻⁷ –5,0·10 ⁻⁷)	–	1,2·10 ⁻⁶ (0,4·10 ⁻⁶ –2,2·10 ⁻⁶)
⁹⁰ Sr	–	2,7·10 ⁻⁷ (1,6·10 ⁻⁷ –4,6·10 ⁻⁷)	–

Примечание. 1. * – в скобках представлены 95%-ные доверительные интервалы. 2. Объемы выборок по активности радионуклидов в приземном воздухе в зонах наблюдения АЭС составляют 50 < n < 120.

мальными по сравнению с другими техногенными радионуклидами, не учитываемыми в [13], например, по сравнению со ⁹⁰Sr.

Результаты анализа данных мониторинга удельной активности ¹³⁷Cs в почве показали: в районе НВАЭС среднегодовое содержания ¹³⁷Cs в почве в зоне наблюдения составляет 6,8 кБк/м² (6,0–7,5 кБк/м²), в контрольном пункте – 5,0 кБк/м² (4,3–5,7 кБк/м²) (объем выборок n=9); в районе БалАЭС – 0,27 кБк/м² (0,20–0,33 кБк/м²), в контрольном пункте – 0,17 кБк/м² (0,05–2,37 кБк/м²) и среднегодовое содержание ⁹⁰Sr – 0,24 кБк/м² (0,11–0,37 кБк/м²), в контрольном пункте – 0,15 кБк/м² (объем выборок 8 < n < 40).

Статистический анализ уровней содержания ¹³⁷Cs в почве в зоне наблюдений ЛАЭС и на контрольном участке оказался невозможным, т.к. массивы данных с количеством значений n < 8 не дают достоверных результатов [8]. В связи с этим, в качестве исходных данных для оценки внешней дозы облучения населения от загрязненной радионуклидом поверхности земли использовались результаты анализа проб почвы за 2008 г., согласно которым содержание ¹³⁷Cs в зоне наблюдений ЛАЭС составляло 2,2 кБк/м², в контрольном пункте – 1,7 кБк/м².

Сельскохозяйственная продукция, являющаяся основой преобладающей доли пищевых рационов городского и сельского населения, непосредственно отражает уровни содержания радионуклидов в природных средах места ее производства (воздухе, почве, воде), что, в принципе, описывается в большинстве случаев линейными зависимостями, если протекающие процессы переноса радионуклидов в сельскохозяйственных цепях установившиеся. Таким образом, можно прогнозировать уровни радиоактивного загрязнения сельскохозяйственной продукции по результатам экспериментальных или расчетных оценок содержания радионуклидов в отдельных природных средах. Для оценки уровней радиационного риска от потребления местных продуктов питания (мясо, молоко, картофель и др.) концентрации ¹³⁷Cs рассчитывались на основе разницы содержания данного радионуклида в почвах зон наблюдения и контрольных участков станций по методике руководства ДВ-98. В расчетах также использовались коэффициент перехода продукта из суточного поступления i-го радионуклида через органы пищеварения, сут/кг; коэффициент накопления i-го радионуклида в p-ой растительной продукции, или отношение концентрации радионуклида в продукции и почве, безразмерный; поправочный коэффициент, учитывающий убыль содержания радионуклидов в p-ой продукции при подготовке ее к потреблению в пищу; годовое потребление p-го продукта, кг/год и др. [14].

Таблица 3

Дополнительные риски от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в зонах наблюдения НВАЭС и ЛАЭС, год⁻¹

Путь облучения	Радио-нуклид	НВАЭС	ЛАЭС	БалАЭС
Потребление продуктов питания *	¹³⁷ Cs	$2,2 \cdot 10^{-7}$ ($1,5 \cdot 10^{-7}$ – $3,2 \cdot 10^{-7}$)	$6,6 \cdot 10^{-8}$ ($5,4 \cdot 10^{-8}$ – $8,2 \cdot 10^{-8}$)	$1,1 \cdot 10^{-8}$ ($0,8 \cdot 10^{-8}$ – $1,6 \cdot 10^{-8}$)
	⁹⁰ Sr	–	–	$1,8 \cdot 10^{-7}$ ($0,6 \cdot 10^{-7}$ – $2,5 \cdot 10^{-7}$)
Внешнее облучение от почвы	¹³⁷ Cs	$2,0 \cdot 10^{-7}$ ($1,2 \cdot 10^{-7}$ – $3,0 \cdot 10^{-7}$)	$5,0 \cdot 10^{-8}$ ($4,0 \cdot 10^{-8}$ – $6,5 \cdot 10^{-8}$)	$1,5 \cdot 10^{-9}$ ($0,7 \cdot 10^{-9}$ – $2,6 \cdot 10^{-9}$)
	⁹⁰ Sr	–	–	$1,0 \cdot 10^{-11}$ ($8,9 \cdot 10^{-12}$ – $2,2 \cdot 10^{-11}$)
Ингаляция	¹³⁷ Cs	$3,3 \cdot 10^{-12}$ ($2,5 \cdot 10^{-12}$ – $3,9 \cdot 10^{-12}$)	$7,0 \cdot 10^{-12}$ ($5,8 \cdot 10^{-12}$ – $7,9 \cdot 10^{-12}$)	$7,0 \cdot 10^{-12}$ ($5,9 \cdot 10^{-12}$ – $8,4 \cdot 10^{-12}$)
	¹³⁴ Cs	$8,3 \cdot 10^{-13}$ ($6,9 \cdot 10^{-13}$ – $9,2 \cdot 10^{-13}$)	$1,4 \cdot 10^{-12}$ ($1,0 \cdot 10^{-12}$ – $2,0 \cdot 10^{-12}$)	–
	⁶⁰ Co	$3,0 \cdot 10^{-12}$ ($2,0 \cdot 10^{-12}$ – $4,5 \cdot 10^{-12}$)	$2,1 \cdot 10^{-11}$ ($1,2 \cdot 10^{-11}$ – $2,6 \cdot 10^{-11}$)	–
	⁵⁴ Mn	$2,8 \cdot 10^{-13}$ ($1,8 \cdot 10^{-13}$ – $3,6 \cdot 10^{-12}$)	$9,5 \cdot 10^{-13}$ ($8,6 \cdot 10^{-13}$ – $1,2 \cdot 10^{-12}$)	–
	⁹⁰ Sr	–	–	$5,7 \cdot 10^{-12}$ ($4,7 \cdot 10^{-12}$ – $6,8 \cdot 10^{-12}$)
	Сумма	$6,6 \cdot 10^{-12}$ ($5,5 \cdot 10^{-12}$ – $7,6 \cdot 10^{-12}$)	$2,9 \cdot 10^{-11}$ ($1,9 \cdot 10^{-11}$ – $3,7 \cdot 10^{-11}$)	$1,3 \cdot 10^{-11}$ ($1,1 \cdot 10^{-11}$ – $1,5 \cdot 10^{-11}$)
Суммарный риск		$4,2 \cdot 10^{-7}$ ($2,7 \cdot 10^{-7}$ – $6,2 \cdot 10^{-7}$)	$1,3 \cdot 10^{-7}$ ($9,4 \cdot 10^{-8}$ – $1,5 \cdot 10^{-7}$)	$1,9 \cdot 10^{-7}$ ($0,7 \cdot 10^{-7}$ – $2,7 \cdot 10^{-7}$)

* – модельная оценка

Результаты расчетов суммарных дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения

Анализ радиационного риска является составной частью управления радиационно-экологической безопасностью на основе радиационного мониторинга окружающей среды.

Результаты расчетов суммарных дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в районе расположения станций, представлены в табл. 3 и на рис. 1.

Как видно из таблицы, основной вклад в суммарный дополнительный риск для населения, проживающего в районе расположения НВАЭС и ЛАЭС, вносят риски от потребления продуктов питания ($2,2 \cdot 10^{-7}$ и $6,6 \cdot 10^{-8}$ соответственно) и от внешнего облучения от поверхности почвы ($2,0 \cdot 10^{-7}$ и $5,0 \cdot 10^{-8}$ соответственно). Стоит отметить, что данные риски (включая суммарный дополнительный риск) несколько больше для НВАЭС по сравнению с ЛАЭС. Данное различие, вероятнее всего, обусловлено некорректно выбранной фоновой точкой в районе расположения

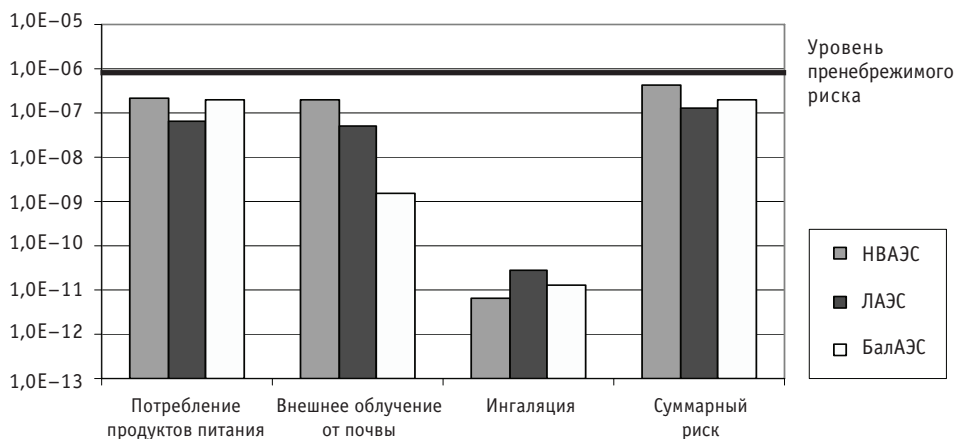


Рис. 1. Соотношение дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в районе расположения АЭС

ЛАЭС, поскольку среднегодовые активности радионуклидов в выбросах на ЛАЭС превосходят аналогичные концентрации на НВАЭС (табл. 2). Стоит также учесть, что в г. Сосновый Бор Ленинградской области в пределах сравнительно небольшой промышленной зоны сосредоточены несколько значимых предприятий атомно-промышленного комплекса (ЛАЭС, Ленинградское отделение филиала «СЗТО» ФГУП РосРАО (бывший ЛСК «Радон»), частный завод по переплавке радиоактивных металлических отходов «Экомет-С»), что может оказать влияние на неоднородность загрязнения в районе расположения ЛАЭС.

Риски, обусловленные ингаляцией техногенных радионуклидов, незначительны и составляют менее 1% от суммарного дополнительного риска.

Суммарный дополнительный риск облучения населения, проживающего в районе расположения БалАЭС, составляет $1,9 \cdot 10^{-7}$, что ниже уровня пренебрежимого риска 10^{-6} . Стоит отметить, что основной вклад в суммарный дополнительный риск для населения вносит ^{90}Sr (95%). Анализ результатов расчета риска для населения показывает, что критическим путем формирования дополнительного риска является употребление сельскохозяйственной продукции, произведенной в зоне наблюдения БалАЭС.

Согласно результатам, представленным в табл. 3, все полученные значения дополнительных рисков от отдельных путей радиационного облучения населения, проживающего в районе расположения НВАЭС, БалАЭС и ЛАЭС, ниже уровня пренебрежимого риска, равного 10^{-6} и являющегося настолько низким, что не требуется никаких специальных мер по его снижению.

ВЫВОДЫ

С помощью методов математической статистики и методики анализа рисков была произведена сравнительная оценка радиационного риска для населения, проживающего в районах расположения Нововоронежской, Балаковской и Ленинградской АЭС, на основе данных мониторинга окружающей среды.

По итогам проведенной сравнительной оценки радиационных рисков в районах расположения АЭС установлено, что суммарные дополнительные риски облучения населения в зонах наблюдения НВАЭС, БалАЭС и ЛАЭС составляют $4,2 \cdot 10^{-7}$, $1,9 \cdot 10^{-7}$ и $1,3 \cdot 10^{-7}$ соответственно, что ниже уровня пренебрежимого риска 10^{-6} .

Основными путями формирования дополнительного риска являются употребление сельскохозяйственной продукции, произведенной в зонах наблюдения НВАЭС

и ЛАЭС (вклад в суммарный дополнительный риск составляет 52 и 57% соответственно), и внешнее облучение от почвы (вклад в суммарный дополнительный риск равен 48 и 43% соответственно). Стоит отметить, что полученные риски (включая суммарный дополнительный риск) несколько больше для НВАЭС по сравнению с аналогичными рисками для ЛАЭС. Возможно, причина данного различия заключается в некорректно выбранной фоновой точке в районе Ленинградской АЭС, и необходима оптимизация проведения радиационного мониторинга.

Для Балаковской АЭС критическим путем формирования дополнительного риска является употребление сельскохозяйственной продукции, произведенной в зоне наблюдения БалАЭС. Немаловажен тот факт, что основной вклад в суммарный дополнительный риск для населения вносит ^{90}Sr (95%). Стоит отметить, что в зонах наблюдения НВАЭС и ЛАЭС радиационный мониторинг ^{90}Sr в компонентах окружающей среды, практически, не производится. Следовательно, целесообразно включить ^{90}Sr в список контролируемых радионуклидов в компонентах ОС для того, чтобы в дальнейшем производить более точные оценки радиационных рисков для населения, проживающего в зонах наблюдений данных атомных станций.

Литература

1. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. – М.: Издат, 2010.
2. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 – 09. – М., 2009.
3. Проект рекомендаций. Методика анализа радиационных рисков на основе данных сети радиометрических наблюдений Росгидромета. – Обнинск: ГУ «НПО «Тайфун», 2010.
4. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Санина К.Д. Анализ риска по данным радиоэкологического мониторинга // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 6. – С.332-339.
5. Крышев И.И. Некоторые вопросы методологии анализа риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды // Проблемы радиоэкологии и пограничных дисциплин. Вып. 12. – Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2009. – С.128-150.
6. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Санина К.Д., Дмитриева М.А. Анализ радиационного риска по данным сети радиометрических наблюдений Росгидромета (методические рекомендации) / Сборник докладов II Всероссийской научно-практической конференции «Состояние и развитие единой государственной системы контроля радиационной обстановки на территории Российской Федерации» (Обнинск, ГУ «НПО «Тайфун», 26-29 октября 2009 г.). – С.436-450.
7. Росгидромет. ГУ «НПО «Тайфун». Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств. – Обнинск: Росгидромет, 2001-2009.
8. ГОСТ Р ИСО 5479-2002 «Статистические методы. Проверка отклонения распределения вероятностей от нормального распределения».
9. ГОСТ Р ИСО 50779-22-2005 «Статистические методы. Статистическое представление данных. Точечная оценка и доверительный интервал для среднего»
10. ГОСТ Р ИСО 16269-7-2004 «Статистические методы. Статистическое представление данных. Медиана»
11. EPA – Environmental Protection Agency. Soil Screening Guidance for Radionuclides: Technical Background Document. US EPA. Publication 9355.4-16, October 2000.
12. EPA – Environmental Protection Agency. Federal Guidance Report N13. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides. EPA 402-R-99-001. 1999.
13. СПАС-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. Санитарные правила и гигиенические нормативы СанПиН 2.6.1.24-03, 2003.
14. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98). – М.: Госкомэкология России, Минатом России, 1999.

Поступила в редакцию 17.01.2011

ОТНОСИТЕЛЬНОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ СТИМУЛЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Усанов*, В.С. Каграманян, Е.Н. Рачкова*****

*Международное агентство по атомной энергии, г. Вена

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

***Московский государственный открытый университет, г. Москва



Обсуждается расчетная модель, позволяющая получить количественную оценку антропогенного воздействия на природную среду энергоисточников и проанализировать сильные и слабые стороны каждого из них. Модель использована для проведения сравнительного экологического анализа нескольких энергоисточников с учетом их полного технологического цикла и потенциала природных ресурсов России. Исследование показало, что угольный и нефтяной топливные циклы наиболее сильно воздействуют на окружающую среду; цикл на природном газе и ветровая энергетика заняли промежуточное положение; наилучшими оказались солнечная и ядерная энергетика. «Центр тяжести» воздействия ЯТЦ смещен в сторону неорганических ресурсов, что является его важным экологическим преимуществом, так как следует ожидать, что именно в отношении воздействия на ресурсы биосферы будут приняты наиболее строгие ограничения в будущем. Таким образом, охрана здоровья и окружающей среды является важным стимулом развития ядерной энергетике.

Ключевые слова: устойчивое развитие, ядерные и неядерные энергоисточники, воздействие на окружающую среду, расчетная модель.

Key words: sustainable development, nuclear and non-nuclear energy sources, environmental impacts, comparative assessment model.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время глубина и значение экологических проблем, стоящих перед человечеством, в достаточной степени осознаются. Вопросы охраны окружающей среды вышли на международный уровень, и по некоторым признакам и развивающимся тенденциям можно предполагать, что их решение затронет основы мировой экономической системы. При всей многогранности и противоречивости происходящих в общественном сознании процессов достаточно отчетливо проявляется стремление к гармонизации социально-экономических и экологических интересов, к построению сбалансированной системы отношений между человеком

© В.И. Усанов, В.С. Каграманян, Е.Н. Рачкова, 2011

и природой, в полной мере отвечающей принципу коэволюции – совместного развития общества и биосферы.

В этой обстановке топливно-энергетический комплекс с его существенным и все возрастающим антропогенным воздействием в региональном и планетарном масштабах стал объектом пристального внимания, полем широкомасштабных экологических исследований и достаточно жестких законодательных и административных мер. В сложной ситуации правительства реализуют энергетические стратегии, которые сильно различаются между собой.

Отношение общественности к энергетическим технологиям в значительной степени определяется восприятием их безопасности. Весьма показательно, что в докладе Президенту США по итогам анализа экологической катастрофы в Мексиканском заливе ядерная энергетика была названа «лидером в обеспечении безопасности» в энергетическом секторе [1]. К сожалению, тяжелая авария на АЭС Фукусима-1 дает основания для новых дискуссий относительно безопасности ядерной энергетике и соответствующих решений. Признавая справедливость требований по повышению ядерной безопасности АЭС, не следует, однако, упускать из виду, что деятельность в этом направлении в конечном итоге позволит ответить на вопрос: какой должна быть ядерная энергетика, а не на вопрос: почему она необходима. Ответ на второй вопрос в значительной степени зависит от места, которое смогут занять ядерные энерготехнологии в обновлении ресурсной ниши человечества, их способности обеспечить значительную часть энергетических потребностей в рамках устойчивого развития системы «человек – окружающая среда».

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

На современном этапе развития общества усилилось понимание необходимости разностороннего взгляда на сложные природные и социальные процессы, и возникли объективные предпосылки для научной разработки соответствующей методологии. В ее основе лежит представление о том, что для построения адекватных моделей производственной деятельности необходимы не только оценка экономической эффективности, но и учет широкого круга факторов, определяющих ход чрезвычайно сложных явлений действительности.

При построении многофакторных моделей производственных систем разработчики встретились с рядом принципиальных методических трудностей, главная из которых заключается в определении интегрального критерия оценки разнородных факторов. В данной работе развивается метод относительных ресурсных затрат, основанный на достаточно общем подходе [2, 3] и позволяющий дать консолидированную оценку результатам многофакторного анализа.

В рамках концепции относительных ресурсных затрат воздействие производственной системы на человека и природную среду определяется как сумма относительных изменений, происшедших в среде вследствие деятельности этой системы. Для расчета «техногенного воздействия» δv используется выражение

$$\delta v = \sum_i \frac{\delta q_i}{Q_i}, \quad (1)$$

где i – индекс фактора окружающей среды, по которому осуществляется воздействие; δq_i – величина эффекта воздействия по фактору i ; Q_i – годовой предел (квота) воздействия по фактору i .

Показатель (1) является безразмерным, что снимает проблему сравнения эффектов воздействия разной физической природы и их агрегирования. Для проведения расчетов относительных ресурсных затрат по каждому фактору необходи-

мо определить величину изменений, возникших в результате техногенного воздействия энергоисточника, и отнести ее к годовым пределам (квотам) допустимого изменения по этому фактору в системе, выбранной для исследования. В данной работе в качестве такой системы рассматривается топливно-энергетический комплекс (ТЭК) России.

Алгоритм вычисления относительных ресурсных затрат по формуле (1) достаточно прост, но его реализация сопряжена с получением и обработкой большого объема технических, медицинских, экологических и других данных [3,4 и др.]. В рамках статьи невозможно сколько-нибудь полно представить этот набор. Мы ограничимся рассмотрением нескольких ключевых характеристик, достаточных для понимания особенностей подхода и полученных результатов.

ЭФФЕКТЫ ВОЗДЕЙСТВИЯ

ТЭК многих промышленно развитых стран, в том числе России, является самым большим источником загрязнения воздушного океана. В течение нескольких последних лет ежегодные выбросы ТЭК в атмосферу составляли в нашей стране около половины от общих выбросов. В таблице 1 приведены удельные выбросы загрязняющих веществ для нескольких топливных циклов [3, 5].

Таблица 1

Удельные выбросы загрязняющих веществ [3, 5], г/кВт·ч

	SO _x	NO _x	CO	CO ₂	Пыль	Метан
Газ	3,0·10 ⁻²	6,0·10 ⁻¹	3,0·10 ⁻¹	6,8·10 ²	2,0·10 ⁻³	2,0
Нефть	1,6·10 ¹	2,4	5,0·10 ⁻¹	8,2·10 ²	3,0·10 ⁻¹	1,0·10 ⁻¹
Уголь	3,5	3,7	5,0·10 ⁻¹	9,3·10 ²	6,0	3,0
Гидро	3,0·10 ⁻³	2,0·10 ⁻²	1,0·10 ⁻²	3,0	1,0·10 ⁻³	1,0·10 ⁻³
ОЯТЦ	2,4·10 ⁻²	1,5·10 ⁻²	–	4,4	4,1·10 ⁻²	6,0·10 ⁻³
ЗЯТЦ	7,0·10 ⁻³	4,0·10 ⁻³	–	1,4	2,0·10 ⁻³	2,0·10 ⁻³

Следует отметить, что неопределенность в оценке вредных выбросов весьма значительна, поскольку технический уровень предприятий топливного цикла существенно отличается. Кроме того, необходимо учесть все этапы топливного цикла, что само по себе является сложной задачей. В итоге погрешность данных, приведенных в табл. 1, лежит в широких пределах: от двух до десяти раз. Тем не менее, приведенные данные дают представление о составе и диапазоне выбросов загрязняющих веществ. Данные подобного рода используются для формирования источника загрязнения в расчетах с использованием методологии множественных путей воздействия или других методов расчета ущербов здоровью и окружающей среде. В таблице 2 приведены отдельные результаты таких расчетов.

В таблице 2 приведено число случаев смерти в угольном, газовом и ядерном топливном циклах в расчете на 1 ТВт·ч [3]. Показатели непосредственного риска смерти получены на основе статистических данных по травматизму и заболеваемости. Показатели отдаленного риска рассчитывались с использованием методологии множественных путей воздействия. Учитывался перенос радиоактивных и вредных химических веществ в атмосфере и гидросфере, их миграция в почве и в объектах окружающей среды, поступление в организм человека при дыхании и по пищевым цепочкам и, наконец, распространение и накопление в органах и тканях. В случае радиационного воздействия учитывалось также внешнее облучение.

Таблица 2

Число смертельных случаев на 1 ТВт·ч [3]

Источник риска	Тип риска	Уголь		Газ		ЯТЦ	
		Персонал	Население	Персонал	Население	Персонал	Население
Добыча	непоср. отдален.	$7 \cdot 10^{-1}$ $2 \cdot 10^{-1}$		$4 \cdot 10^{-2}$		$4 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-3}$
Перевозка по ж/д	непоср.	$2 \cdot 10^{-2}$	$4 \cdot 10^{-2}$			$2 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Производство э/э	непоср. отдален.	$2 \cdot 10^{-1}$	$9 \cdot 10^{-1}$		$1 \cdot 10^{-2}$ $3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$ $6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$ $6 \cdot 10^{-3}$
Всего	непоср. отдален.	$9 \cdot 10^{-1}$ $2 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-2}$ $9 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-2}$ $3 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-2}$ $6 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$ $1 \cdot 10^{-2}$

Оценка числа случаев смерти от злокачественных опухолей и наследственных дефектов основана на установлении зависимостей между уровнем (дозой) воздействия и эффектом на здоровье человека (функций доза-эффект).

Неопределенность в оценках отдаленного риска смерти более высокая, чем в случае оценок непосредственного риска, и, как показывают литературные источники, может достигать нескольких десятков раз.

Число смертельных случаев на 1 ТВт·ч для данной энерготехнологии определяет одну из составляющих ущерба по одному из наиболее ценных ресурсов любой производственной деятельности – трудовому ресурсу.

Приведенные в табл. 1–2 характеристики являются лишь небольшим фрагментом набора данных, необходимого для проведения полного сравнительного анализа экологического воздействия различных энергоисточников на окружающую среду. Для выполнения расчетов по методу относительных ресурсных затрат потребовались также данные по тепловым выбросам в атмосферу, загрязнению гидросферы, использованию территории, потреблению органических и неорганических веществ литосферы и т.д., широко представленные в различных литературных источниках.

Менее изученным оказался вопрос о допустимых пределах по каждому виду воздействия, который прямо вытекает из существа обсуждаемого подхода и решение которого необходимо для проведения расчетов по формуле (1).

РЕСУРСНЫЕ ПРЕДЕЛЫ РАЗВИТИЯ

Формирование допустимых пределов (квот) воздействий – задача не менее сложная, чем количественное определение самих воздействий. Набор ограничений, диктуемых внешней средой, существенно зависит от характера и масштаба решаемой задачи. Определение ресурсного потенциала на национальном и глобальном уровнях должно стать важной составляющей политики государств и международного сообщества. Киотские договоренности по ограничению выбросов парниковых газов являют собой попытку введения ограничений по группе воздействий, предположительно влияющих на одно из важнейших условий существования человечества – стабильность климата в масштабах планеты.

Модель относительных затрат указывает на необходимость создания разветвленной системы ресурсных ограничений для одних ресурсов и целевых установок использования для других на большом временном интервале. Построение и внедрение обоснованного набора таких ограничений представляется актуальной

задачей на будущее, поскольку правильная стратегия квотирования способна направить в нужное русло развитие энерготехнологий и стать частью национального механизма регулирования ресурсоэнергопотребления и природопользования. При разработке соответствующих норм потребуются большие усилия со стороны научных организаций, законодательных и регулирующих органов. Авторы попытались уловить некоторые тенденции этого процесса и отразить их в проводимых расчетах.

Актуальным представляется интенсивный сценарий развития, который должен исходить из признания факта достижения пределов воздействия по ряду факторов окружающей среды и необходимости неперевышения их в дальнейшем.

На основании данных, часть из которых представлена в табл. 2, получены экспертные оценки смертности по населению и персоналу энергетики и обеспечивающих ее отраслей, связанные с функционированием ТЭК страны. Эти оценки определяют годовые пределы ущерба здоровью населения и персонала Q_i . Несомненно, что стратегия развития ТЭК должна исходить из необходимости повышения безопасности и улучшения охраны труда в энергетическом секторе страны и снижения этого показателя в расчете на единицу произведенной энергии.

Следует отметить, что данные по возобновляемым ресурсам (к которым следует отнести и трудовые ресурсы) обычно приводятся в литературе в форме, удобной для использования в модели относительных ресурсных затрат. Несколько сложнее обстоит дело с формированием ориентиров потребления невозобновляемых ресурсов. Они существенно зависят от временной базы, на которой производится сравнение, и оценки запасов этих ресурсов. Нами использовалось предположение о равномерном исчерпании разведанных невозобновляемых ресурсов к 2100 г. Получаемые при этом квоты ежегодного потребления примерно соответствуют реальным темпам исчерпания невозобновляемых ресурсов в настоящее время.

РЕЗУЛЬТАТЫ СРАВНИТЕЛЬНОГО АНАЛИЗА ВОЗДЕЙСТВИЯ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ

Результаты расчетов относительных ресурсных затрат как индикаторов техногенного воздействия при выработке 1 ТВт·ч электроэнергии различными энергетическими источниками представлены на рис. 1.

Анализ полученных результатов позволяет выявить интересные тенденции и закономерности. Прежде всего стоит обратить внимание на неравномерность суммарных ресурсных затрат для разных энергетических источников, достигающую почти сотни раз. Следовательно, имеется существенный потенциал снижения воздействия на окружающую среду при производстве энергии, и вопрос состоит в выборе оптимальной стратегии его реализации. Из-за большого числа принимавшихся во внимание составляющих нет возможности обсудить роль каждой сколько-нибудь подробно. Поэтому остановимся только на тех из них, которые вносят основной вклад в рассчитываемый показатель.

Персонал и население. Как видно из графика на рис. 1, относительные затраты трудовых ресурсов в угольном топливном цикле существенно выше других. Это объясняется тем, что профессиональный риск смерти шахтеров в России, как и во всем мире, выше риска рабочих в добывающих отраслях, обеспечивающих топливом и сырьем другие энергоисточники. Количество смертей в угольных шахтах и урановых рудниках примерно одинаково. Однако подземная добыча угля является более опасной, чем подземная добыча урана в расчете на единицу произведенной энергии. Использование быстрых реакторов позволяет в сотни раз уменьшить объемы добычи урана и еще больше снизить эту составляющую риска.

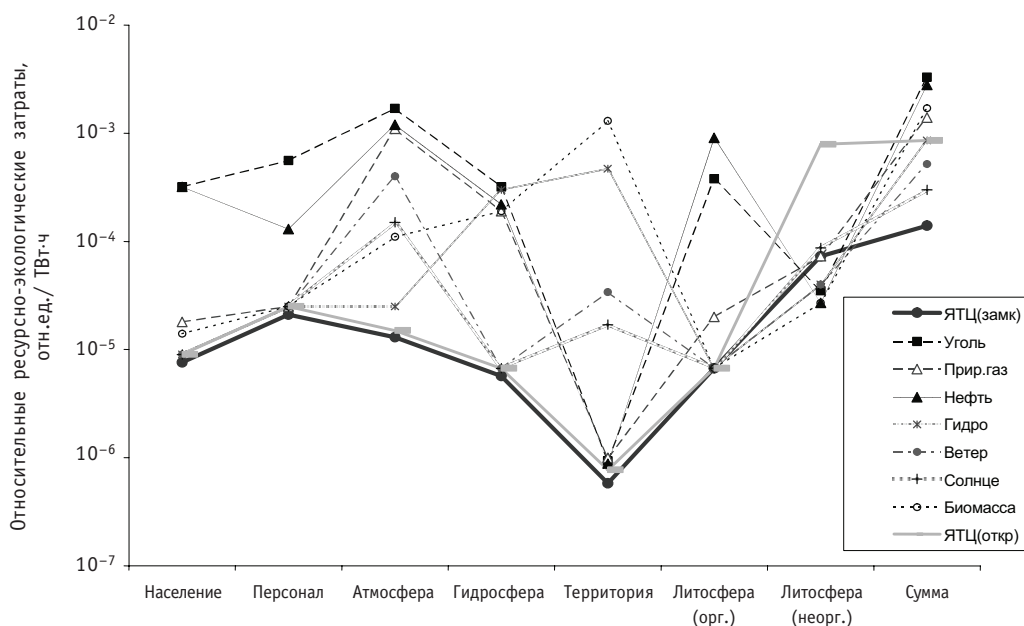


Рис. 1. Относительные ресурсно-экологические затраты ядерных и неядерных энергоисточников

Непосредственная угроза здоровью населения при использовании угля связана, в основном, с авариями на транспорте. Степень риска, присущая использованию ядерного топлива в 10–100 раз, а для топливного цикла РБН – в тысячи раз ниже, чем риск, присущий другим вариантам. Это происходит, главным образом, из-за того, что перевозится гораздо меньшее количество материалов. Отдаленный риск для населения со стороны ядерной энергетики и при использовании газа выражается приблизительно одной и той же величиной, которая, по крайней мере, в 10 раз ниже соответствующих показателей в угольном и нефтяном топливных циклах.

Атмосфера. Модель относительных ресурсных затрат показывает, что для энерготехнологий, основанных на сжигании органического топлива, наиболее значительным каналом воздействия на окружающую среду являются выбросы в атмосферу парниковых газов. Этот результат обусловлен ограничениями на эти выбросы в рамках Киотского протокола, вступившего в силу в России в 2005 г. Анализ статистических данных по выбросам парниковых газов в различных сферах хозяйственной деятельности позволил определить долю, приходящуюся на ТЭК, и подсчитать квоту для этого сектора экономики. Расчет по формуле (1) относительных выбросов парниковых газов для технологий сжигания нефти, угля и газа при достижении ими уровня установленных мощностей 1990 г. к общей квоте ТЭК и суммирование этих показателей дает величину, близкую к единице. Это означает, что составляющая относительных ресурсно-экологических затрат, связанная с емкостью атмосферы по выбросам парниковых газов, приблизится к пределу, допустимому Киотскими договоренностями.

Чтобы не выйти за пределы этих и последующих договоренностей, развитие энергетики должно осуществляться путем замещения старых ТЭС на угле и мазуте новыми ТЭС с уменьшенными выбросами парниковых газов (например, за счет роста КПД), а также за счет замещения угольных и мазутных ТЭС экологически более чистыми энергоисточниками. Как следует из рис. 1, потенциал ядерной энергетики является чрезвычайно важным практическим резервом, позволяющим России обеспечить рост энергетических мощностей, не нарушая Киотских договоренностей.

Гидросфера. Источники пресной воды в большей степени, чем воздушный океан, «привязаны» к конкретной местности, и трансграничный перенос через гидросферу имеет меньшее значение, чем атмосферный перенос. Тем не менее, с точки зрения техногенного воздействия на гидросферу человечество, как и в случае воздушной среды, вплотную подошло к допустимым региональным пределам, и в ближайшем будущем можно прогнозировать жесткие ограничения на потребление пресной воды.

Оценка относительных эффектов воздействий по модели ресурсных затрат приводит к заключению, что в качестве одного из критических каналов ресурсного воздействия в процессе производства электроэнергии на ГЭС следует рассматривать исчерпание гидроэнергетического потенциала рек. Потенциал гидроресурсов использован в России в значительных масштабах (около 5% от валового запаса), и отрицательные последствия проявились здесь со всей очевидностью: высокие риски смертности персонала и населения, затопление и подтопление земель, изменение микроклимата, ущерб растительному и животному миру, ухудшение качества воды из-за снижения проточности и температурной стратификации и т.д. Результаты расчетов с использованием представленной в работе модели не позволяют отнести равнинную гидроэнергетику к экологически чистым энергоисточникам.

Анализ имеющихся статистических данных по загрязнению сточных вод показал, что относительное воздействие по гидросфере в ядерно-энергетическом цикле ниже, чем в энергетике на органическом топливе. Однако показатели по потреблению воды для охлаждения АЭС с водо-водяными реакторами менее удовлетворительные, чем у современных ТЭС на природном газе. Переход к эксплуатации АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами с высоким КПД позволит сблизить указанные показатели. Для показателей потребления воды при переработке отработавшего топлива реакторов и ядерных отходов требуются уточнения. Не исключено, что более глубокое исследование этих вопросов покажет, что с точки зрения экологических критериев использование воды – одно из слабых звеньев реализуемых в настоящее время ядерных технологий.

Территория. Земля наряду с воздушной и водной средой является средоточием жизни и одним из самых важных экологических ресурсов. Рисунок 1 отражает характер вклада в относительные экологические затраты территориальной составляющей для сравниваемых технологий. По сути, он иллюстрирует устоявшиеся представления о том, что для сжигания биомассы, а также солнечной и ветровой энергетики, требуются наибольшие затраты земельных ресурсов.

Органические ресурсы литосферы. В концепции, которая представлена в этой работе, наибольший интерес представляет не абсолютная скорость потребления ресурсов, а относительная, т.е. приведенная к национальному потенциалу органических веществ литосферы. По этому критерию для России наиболее дорогостоящим органическим ресурсом литосферы оказалась нефть. Однако высокий спрос на природный газ во многих отраслях промышленности и в социально-бытовой сфере приведет к более жестким лимитам на его использование в энергетике. Учет подобных тенденций показывает, что для циклов на природном газе и нефти вклад составляющих по воздействию на органические ресурсы литосферы становится определяющим.

Ядерная энергетика, как и возобновляемые источники, потребляет некоторое минимальное количество органических ресурсов, связанное со сложившейся структурой потребления органического топлива в промышленности и на транс-

порте. На данном этапе детализации ядерный и все возобновляемые источники по органическому компоненту воздействий оказались в группе с минимальными «фоновыми» затратами органических ресурсов.

Неорганические ресурсы литосферы. Как видно из рис. 1, относительные ресурсно-экологические затраты открытого ядерного цикла для всех рассмотренных до сих пор компонентов окружающей среды минимальны, и графически кривая ресурсно-экологических затрат выглядела как «огибающая снизу». Ситуация меняется при переходе к оценке истощения запасов неорганических ресурсов литосферы. Открытый ядерный цикл на временной базе в сто лет оказывается весьма затратным по ресурсам неорганических веществ из-за сравнительно небольших запасов урана-235 в природе.

Относительные натуральные затраты по всему циклу. В рассматриваемой модели наибольшее отрицательное воздействие на основные компоненты окружающей среды получено для нефтяного и угольного циклов. Ветровая, солнечная и ядерная энергетика при рассмотрении на временном горизонте в сто лет оказались в одном классе источников с относительно низким воздействием на окружающую среду.

Весьма показательно, что ранжирование по величине экологического воздействия энерготехнологий по модели относительных ресурсно-экологических затрат дает сходную картину с известной моделью внешних затрат исследования ExternE [4], хотя модель ресурсных затрат дает более низкую оценку ветровой и солнечной энергетике.

Выводы

Исследование показало, что чрезвычайно важное значение для оценки ресурсно-экологического воздействия энергоисточников с их полными топливными циклами имеют не только показатели воздействия на окружающую среду, но и допустимые пределы этого воздействия для изучаемой системы. Модель относительных ресурсных затрат позволяет учесть оба эти фактора.

Наибольшее воздействие показали угольный и нефтяной топливные циклы; цикл на природном газе занял промежуточное положение; наилучшими оказались ветровая, солнечная и ядерная энергетика. «Центр тяжести» воздействия ЯТЦ смещен в сторону неорганических ресурсов, что является его важным экологическим преимуществом. Относительные ресурсные затраты замкнутого ядерного топливного цикла оказались ниже других энерготехнологий. Таким образом, охрана здоровья и окружающей среды является важным стимулом развития ядерной энергетики и замкнутого ядерного топливного цикла.

Литература

1. WNN World News. «Nuclear Power Leader in Safety». 17 January 2011, Front page, <http://www.world-nuclear-news.org>
2. Oussanov, V.I., Benefits of Nuclear Power to Lowering Ecological Cost of Energy Production /Global99, International Conference on Future Nuclear Systems (August 29-September 3, 1999, Jackson Hole, USA).
3. Рачков В.И., Тюрин А.В., Усанов В.И., Вошинин А.П. Эффективность ядерной энерготехнологии. Системные критерии и направления развития. – М.: ЦНИАтоминформ, 2008.
4. Externalities of Energy «ExternE». EC, Brussels, 1998.
5. Assessment of Nuclear Energy System Based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors, IAEA-TECDOC-1639, IAEA, 2010.

Поступила в редакцию 15.02.2011

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ ДРОССЕЛЕЙ В ПОТОКЕ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ВОДЫ

**А.В. Безносков, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов,
К.А. Махов**

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



Проведено экспериментальное исследование и сравнение гидравлических характеристик потоков воды и высокотемпературного ($T = 400\text{--}500^\circ\text{C}$) расплава свинца в дросселях $d_0 = 3,0$ мм, $l_0 = 5,0$ мм; $d_0 = 4,0$ мм, $l_0 = 5,0$ мм; $d_0 = 6,0$ мм, $l_0 = 5,0$ мм; $d_0 = 4,0$ мм, $l_0 = 3,0$ мм; $d_0 = 4,0$ мм, $l_0 = 7,0$ мм при средних скоростях потока в суженных сечениях от 1 до 30 м/с при содержании кислорода в свинцовом теплоносителе, близком к насыщению.

Подобные дроссели применяются в подшипниках скольжения (определяя их работоспособность) главных циркуляционных насосов контуров инновационных реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, в эжекционных устройствах системы очистки этих теплоносителей и др.

Полученные результаты показывают, что гидравлические характеристики свинцового теплоносителя в дросселях при определенных условиях (противодавление за дросселем, геометрия дросселей) существенно отличаются от гидравлических характеристик потока воды и соответствующих значений, полученных расчетным путем. Это делает недопустимым использование существующих расчетных формул для проектирования конструкций гидростатических подшипников на свинцовом и, вероятно, свинцово-висмутовом теплоносителях.

Ключевые слова: гидродинамика, свинец, дроссель, эксперимент, гидравлические характеристики, гидростатический подшипник, давление, коэффициент местного сопротивления.

Key words: hydrodynamics, lead, throttle, experiment hydraulic characteristics, hydrostatic bearing, the pressure coefficient of local resistance.

ВВЕДЕНИЕ

Эксперименты и расчетно-теоретические исследования показывают, что при определенных условиях гидродинамика потоков тяжелых жидкометаллических теплоносителей существенно отличается от гидродинамики потоков воды и натрия [1]. Это объясняется существенными различиями физических свойств этих теплоносителей:

© А.В. Безносков, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов, К.А. Махов, 2011

- несмачиваемость свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителем стенок ограничивающих каналов;
- низкое давление (10^{-10} – 10^{-18} атм) насыщенных паров и высокая температура кипения этих теплоносителей в реакторных условиях;
- плотность, на порядок большая по сравнению с водой и натрием;
- различие в величинах поверхностной энергии и др.

Доказано, что в потоках тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных условиях невозможно возникновение такого традиционного для воды и натрия явления, как паровая и паро-газовая кавитация.

Гидравлические характеристики дросселей и щелевых зазоров являются определяющими при расчете и проектировании гидростатических подшипников скольжения – одного из важнейших элементов, определяющих работоспособность насосов реакторных контуров со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Основное назначение этих дросселей – создание перепада давления, обеспечивающего возврат вала в осевое положение при его отклонении за счет перепада давления в камерах гидростатического подшипника. Для подшипников, работающих в жидкометаллических теплоносителях, минимальный диаметр выбирается из условия его незабивания частицами примесей, циркулирующих совместно с потоком теплоносителя. Традиционно для свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей минимальный диаметр проходных отверстий в условиях реакторного контура назначается 2,0–3,0 мм. Максимальный диаметр проходных отверстий определяется расчетом.

В процессе эксплуатации гидростатического подшипника на поверхностях его элементов, в том числе и проточных поверхностях дросселей, формируются защитные оксидные покрытия, которые могут изменить шероховатость этих поверхностей, микрорельеф и гидравлическое сопротивление канала дросселя, что требует экспериментального подтверждения.

Целью работы было экспериментальное определение характеристик дросселей применительно к условиям гидростатических подшипников главных циркуляционных насосов реакторных контуров со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Конечная цель комплекса работ, составной частью которых является настоящее исследование, – разработка новой методики расчета гидростатических подшипников для тяжелых жидкометаллических теплоносителей или введение в существующие методики корректирующих коэффициентов, либо подтверждение отсутствия различий в работе подшипников в среде традиционных (вода, натрий) и тяжелых жидкометаллических теплоносителей.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ

Эксперименты проводились с одними и теми же дросселями сначала на водяном стенде, затем на стенде со свинцовым теплоносителем.

В состав стенда с водяным теплоносителем входят циркуляционный электронасос; набор дросселей; расходомер водяной; система измерения давления до и после дросселя; трубопроводы воды d_y25 с прямолинейными участками (350 мм до дросселя и 150 мм после дросселя); трубопроводы газа d_y10 ; компрессор газа; арматура; манометры.

В состав стенда с высокотемпературным свинцовым теплоносителем входят циркуляционный электронасос; емкость насоса диаметром 309 мм, высотой 725 мм; мерная емкость объемом 3 дм³ с двумя электроконтактными сигнализаторами уровня свинца; система защитного газа с баллонами с аргоном и водородом; трубопроводы контура свинцового теплоносителя d_y25 с участками стаби-

лизации (350 мм до дросселя и 150 мм после дросселя); отжимные бачки для замера давления до и после дросселя с электроконтактными сигнализаторами уровня свинца; трубопроводы системы газа; арматура; манометры.

Все оборудование и трубопроводы со свинцовым теплоносителем имеют электрообогрев, выполненный в виде электронагревательных спиралей из нихромовой проволоки З-НП-3,2-200, мощностью по 3,2 кВт. В качестве электроизоляции проволоки используются кордиеритовые бусы. Все оборудование и трубопроводы со свинцовым теплоносителем имеют теплоизоляцию в виде матов из стеклоткани.

В состав системы управления и регулирования параметров стенда входят подсистема автоматического и ручного дистанционного управления электронагревательными спиральями; подсистема управления электродвигателем циркуляционного насоса свинцового теплоносителя; органы управления потоками расплава свинца и газа.

Система сбора, обработки и представления информации включает в себя следующие основные элементы: первичные преобразователи (термопары тип ТХКП, микротермопреобразователи, датчик содержания кислорода в свинце и др.); вторичные преобразователи (дифференциальный усилитель термоЭДС, токовый преобразователь и др.); ЭВМ, укомплектованная АЦП (12 разр., 400 кГц); источники электропитания; вторичные и показывающие приборы; кабели, коммутационную аппаратуру; система измерения перепада давления на дросселе при прохождении потока свинца, включающая в себя два отжимных бачка, содержащих объемы жидкого металла и газа с электроконтактными сигнализаторами положения свободного уровня свинца (объем свинца подключен к штуцерам перед и после дросселя; газовый объем подключен к линиям газа высокого давления и сброса газа и к манометру)

В экспериментах определялись гидравлические характеристики дросселей, представленные в табл. 1.

Таблица 1

Характеристики дросселей

Номер образца дросселя	Характеристики дросселя			
	Диаметр суженной части d_v , мм	Длина суженной части l_v , мм	Отношение площадей суженной части и подводящего (отводящего) участка $d_v^2 F_v/F_1$	l_v/d_v
1	3	5	0,0144	1,67
2	4	5	0,0256	1,25
3	6	5	0,0576	0,83
4	4	3	0,0256	0,75
5	4	7	0,0256	1,75

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Испытания проводились на воде (при следующих условиях: температура воды ~ 20°C, давление, близкое к атмосферному, скорость потока воды в суженной части $w_0 = 4,0-20,0$ м/с), затем в два последовательных этапа на расплаве свинца. В процессе испытаний измерялись расход воды и соответствующий перепад на дросселе. По результатам экспериментов определялись

- число Рейнольдса в отводящем трубопроводе

$$Re_1 = \frac{w_1 \cdot d_1}{\nu}$$

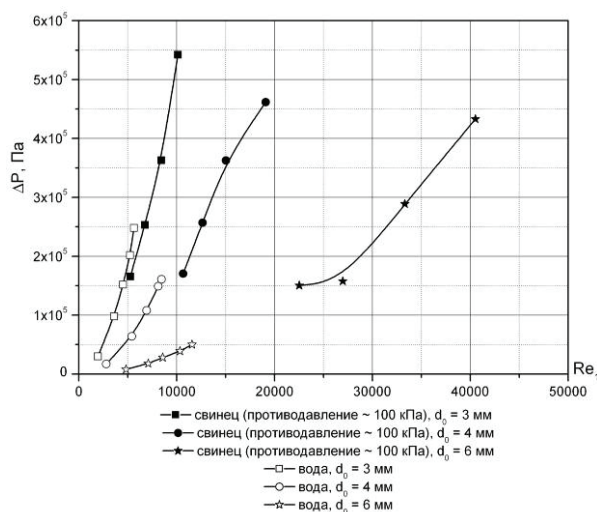


Рис. 1. Зависимость $\Delta P = f(Re)$ ($d_0 = \text{var}$; $l_0 = \text{const}$ (5 мм)) при содержании кислорода в свинце $\alpha = 10^{-1} - 10^0$

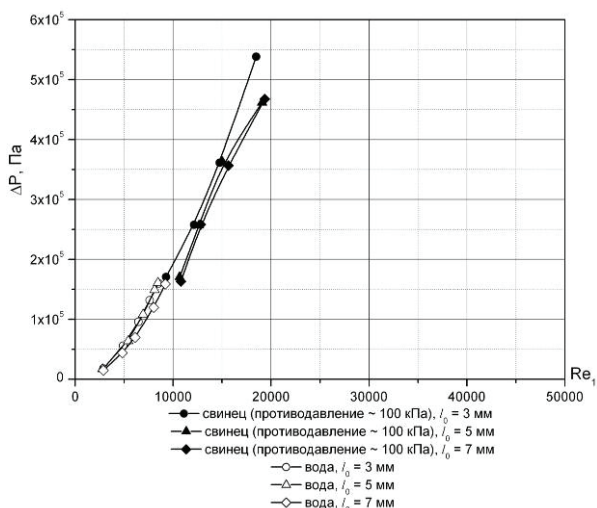


Рис. 2. Зависимость $\Delta P = f(Re)$ ($d_0 = \text{const}$ (4 мм), $l_0 = \text{var}$) при содержании кислорода в свинце $\alpha = 10^{-1} - 10^0$

где w_1 – скорость потока в отводящем трубопроводе, м/с; d_1 – внутренний диаметр отводящего трубопровода, м; ν – коэффициент кинематической вязкости, м²/с;

• коэффициент местного сопротивления

$$\xi_1 = \frac{2 \cdot \Delta P_0}{\rho \cdot w_1^2},$$

где ΔP_0 – перепад давления на дросселе, Па; ρ – плотность среды, кг/м³.

Испытания на свинцовом теплоносителе проводились в два этапа при следующих условиях: температура теплоносителя 400–450°С; скорость потока свинца через дроссель от 1,0 до 30,0 м/с, число оборотов вала электронасоса 700, 850, 1000, 1200, 1500 об/мин; величина объемного среднего расхода свинца от 0,1 до 1,0 м³/ч; содержание кислорода в свинце – на линии насыщения; продолжительность испытаний одного образца дросселя – около 24 ч.

На первом этапе испытания проводились на той же гидравлической трассе, как и при испытаниях на воде; противодействие на выходе из дросселя было неустойчивым близким к атмосферному (≈ 100 кПа) с периодическим незначительным вакуумом.

На втором этапе испытания проводились при тех же условиях, но при последовательно изменяемом противодействии на выходе из дросселя: 110, 120, 220 кПа.

Обработка результатов испытаний проводилась по формулам, аналогичным при испытаниях на воде.

После проведения серий испытаний производится осмотр состояния поверхностей дросселей и измерение диаметра суженной части в двух взаимно перпендикулярных направлениях.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ИСПЫТАНИЙ. СРАВНЕНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ВАРИАНТОВ КОНСТРУКЦИЙ ДРОССЕЛЕЙ НА СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ И НА ВОДЕ

На рисунках 1 и 2 представлены зависимости перепада давления на дросселях от числа Рейнольдса.

Общим для всех результатов является то, что для рассматриваемых условий характер зависимости $\Delta P = f(Re)$ на дросселях на воде и свинцовом теплоносителе имеет конгруэнтный характер.

В пределах испытаний диаметр дросселя влияет на ход зависимости $\Delta P = f(Re)$, а его длина (в исследуемом диапазоне длин) практически не влияет.

Зависимости коэффициентов местного сопротивления испытанных дросселей от числа Рейнольдса для испытаний на воде незначительно отличаются от аналогичных испытаний на свинце (рис. 3, 4).

Из рисунков 3 и 4 видно, что коэффициенты гидравлического сопротивления на свинце в 1,5–2 раза превосходят коэффициенты сопротивления на воде при приблизительно равных числах Re . Режим течения воды в дросселях автомобильный турбулентный, при котором практически отсутствует влияние числа Рейнольдса на коэффициент сопротивления. Исследования на свинце показывают, что рассматриваемые зависимости соответствуют переходному режиму с наклонной линией в координатах $lg(\xi_1) = f(lg(Re_1))$ на горизонтальную.

В процессе испытаний на втором этапе обнаружена зависимость гидравлических характеристик исследуемых дросселей от противодавления на их выходе, испытанных на воде и на свинце (рис. 5–7).

Зависимости коэффициента сопротивления от режима течения (рис. 5–7) для вариантов испытанных дросселей можно разбить на две группы:

- для испытаний на воде и на свинце при противодавлении, близком к атмосферному, минимальном (100 кПа) и максимальном (220 кПа);
- для испытаний на свинце при противодавлениях 110 и 120 кПа.

Расхождение между соответствующими величинами гидравлического сопротивления между этими группами составляет около порядка, а между результатами испытаний на воде и на свинце – до полупорядка.

В качестве возможного объяснения полученных экспериментальных данных

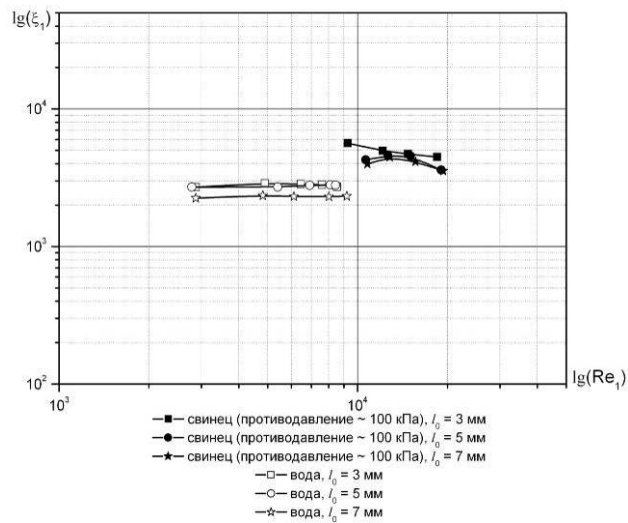


Рис. 3. Зависимость $\xi_1 = f(Re_1)$ ($d_0 = \text{const}$ (4 мм), $l_0 = \text{var}$)

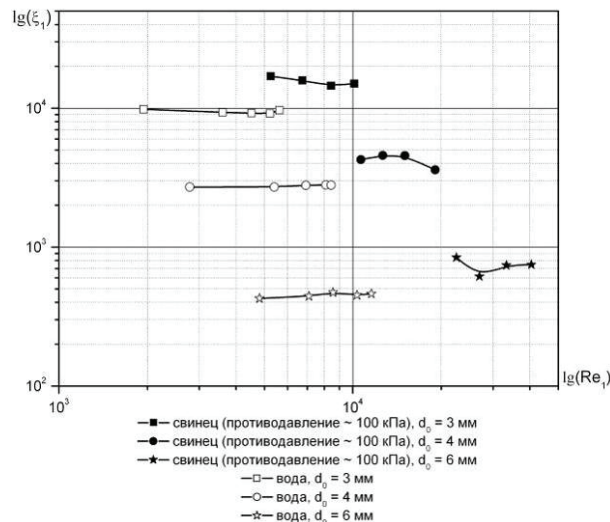


Рис. 4. Зависимость $\xi_1 = f(Re_1)$ ($d_0 = \text{var}$, $l_0 = \text{const}$ (5 мм))

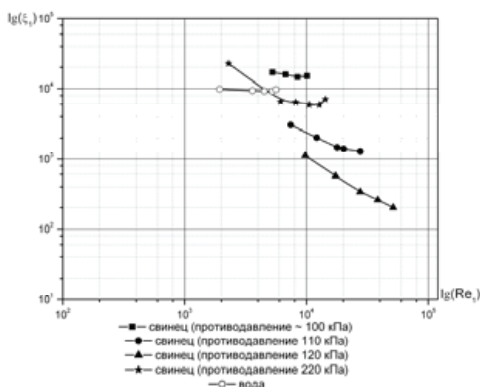


Рис. 5. Зависимость $\xi = f(Re)$ для дросселя с $d_0 = 3$ мм, $l_0 = 5$ мм

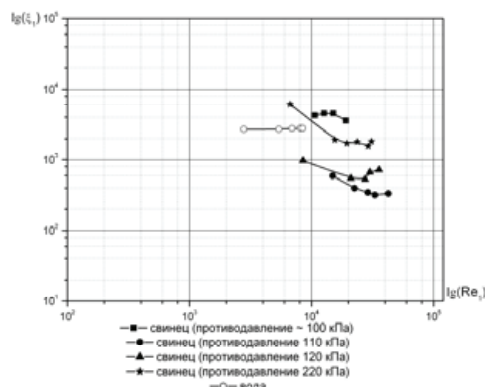


Рис. 6. Зависимость $\xi = f(Re)$ для дросселя с $d_0 = 4$ мм, $l_0 = 5$ мм

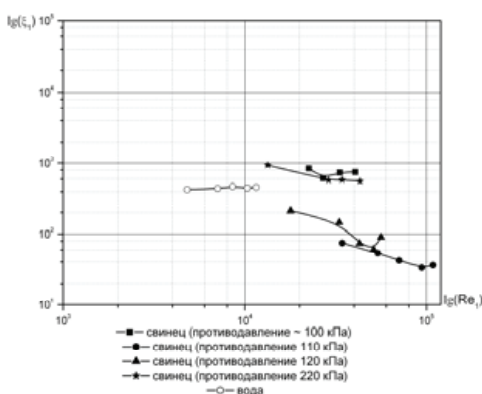


Рис. 7. Зависимость $\xi = f(Re)$ для дросселя с $d_0 = 6$ мм, $l_0 = 5$ мм

авторы предполагают следующее. Специфической особенностью течения свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей в реакторных условиях является несмачивание им стенок каналов со сформированными на них защитными оксидными покрытиями. При увеличении расхода свинца через дроссельную шайбу и средней скорости потока и снижения в нем статического давления уменьшается величина нормального давления со стороны потока на несмачиваемую им стенку. При уменьшении этой величины до нуля возможны «отход» внешней поверхности потока

от стенки канала и стягивание поверхности за счет сил поверхностного натяжения (за счет поверхностной энергии). На свободной поверхности отошедшей от стенки ее участка образуются поверхностные волны. При увеличении средней скорости потока в суженной части дросселя и уменьшении статического давления амплитуда поверхностных волн может увеличиваться с образованием в потоке газопаровых пузырей. Гидравлическое сопротивление потока в начальный момент отхода его поверхности от стенки может уменьшаться из-за отсутствия потерь на трение при взаимодействии со стенкой. В дальнейшем при уменьшении статического давления гидравлическое сопротивление потока может увеличиваться за счет образования двухкомпонентного потока и соответствующей диссипации энергии при пульсациях объема газовой фазы и др. При этом на выходе из суженной части интенсифицируется образование возвратных течений (вихрей).

Статическое давление в потоке, условия отхода его поверхности от стенки, увеличение его гидравлического сопротивления существенно зависят от противодавления на выходе из дросселя. Очевидно, что можно обеспечить прижатие и контакт поверхности потока теплоносителя при любой разумной скорости путем увеличения давления в контуре циркуляции до технически небольших величин (несколько метров столба жидкости). Повышение статического давления в потоке до величины, при которой не происходит отхода поверхности жидкого металла от стенки канала, является эффективным средством, исключающим локальную эрозию поверхностей конструкций под действием потока свинцового теплоносителя

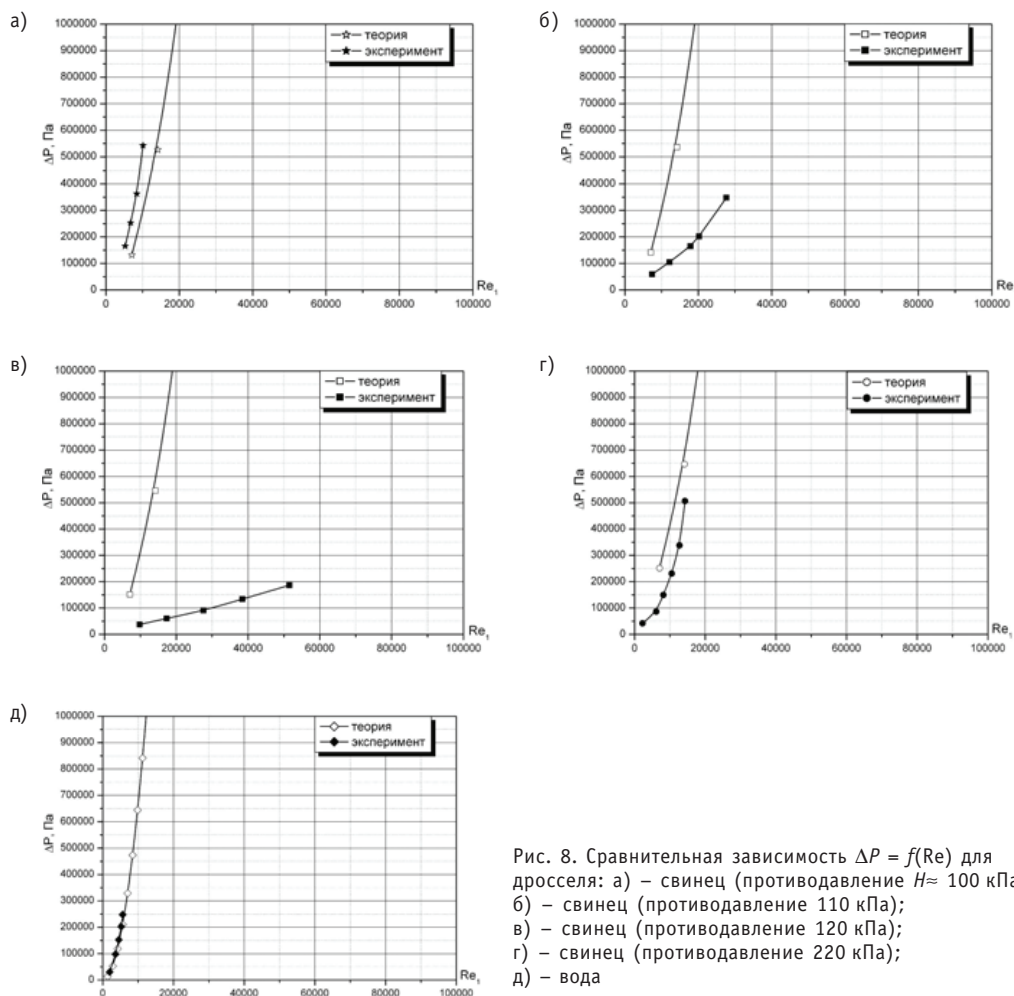


Рис. 8. Сравнительная зависимость $\Delta P = f(Re)$ для дросселя: а) – свинец (противодавление $H \approx 100$ кПа); б) – свинец (противодавление 110 кПа); в) – свинец (противодавление 120 кПа); г) – свинец (противодавление 220 кПа); д) – вода

ля, т.к. при этом возможно исключение течений с нормальными возвратными к стенке канала составляющими скорости ранее оторвавшегося от стенки участка потока жидкого металла. Это предположение наглядно подтверждается рис. 5 и 6.

Результаты сравнения расчетно-теоретических характеристик дросселя $d_0 = 3$ мм, $l_0 = 5$ мм на свинце и на воде, определенных по методике [2], с полученными экспериментально (рис. 8) показывают наличие области противодавления за дросселем, в которой результаты расчетов существенно отличаются от экспериментов.

Для испытанных дросселей с другими размерами характер сравнительных зависимостей аналогичен приведенному на рис. 8.

Для всех испытанных на свинце дросселей при противодавлениях 110 и 120 кПа фиксируются аномально низкие значения ΔP , качественно отличающиеся от результатов расчетов по известной методике. Результаты испытаний на свинцовом теплоносителе при противодавлениях 100 и 220 кПа близки к расчетным, но существенно отличаются от результатов испытаний на воде.

Представленная на рис. 9 зависимость изменения абсолютного давления вдоль оси дросселя показывает, что при противодавлении ≈ 100 кПа на выходе из суженной части дросселя фиксируется отрицательное избыточное давление, при противодавлении 110 и 120 кПа на дросселе имеем меньший перепад давления, чем

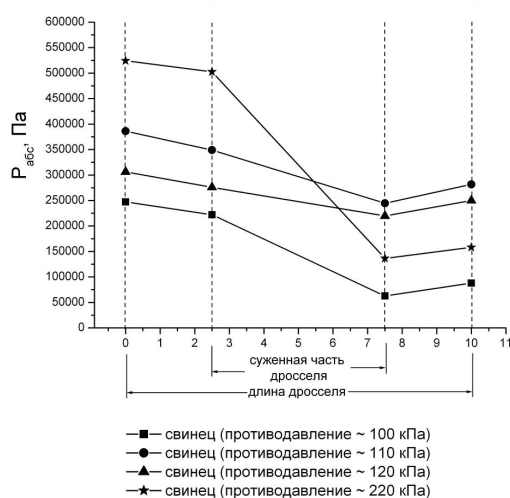


Рис. 9. Зависимость изменения абсолютного давления вдоль оси дросселя ($d_0 = 6$ мм, $l_0 = 5$ мм)

свинце при аналогичных условиях показали переходный режим, в котором нарушается линейная зависимость $\lg(\xi) = f(\lg(Re))$.

3. Испытания показали, что различия в характеристиках дросселей гидростатических подшипников на воде и на свинцовом теплоносителе могут различаться настолько существенно, что это делает недопустимым использование известных, применяемых для воды, методик для расчета характеристик дросселей и гидростатических подшипников в целом.

Работа проводилась в рамках федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг.

Литература

1. Безносков А.В. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике/А.В. Безносков, Ю.Г. Драгунов, В.И. Рачков. – М.: ИздАТ, 2006. – 370 с.
2. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – 3-е изд. перераб. – М.: Машиностроение, 1992. – 672 с.

при противодавлении потока на выходе из дросселя 220 кПа.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Вследствие особенностей физических свойств свинцового (свинцово-висмутового) теплоносителя по сравнению с традиционными (вода, натрий) при определенных условиях гидравлические характеристики этих потоков при течении в дросселях могут существенно различаться.

2. При проведенных испытаниях дросселей на воде режим течения в дросселях соответствовал автомодельному турбулентному, при котором практически отсутствует влияние числа Рейнольдса на коэффициент сопротивления.

Испытания тех же дросселей на

Поступила в редакцию 8.12.2010

РАСЧЕТ СОПРЯЖЕННОГО ТЕПЛООБМЕНА В ТРУБЕ CFD-МЕТОДОМ

А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян

ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск



Представлены расчеты 3D-моделирования с использованием методов вычислительной гидродинамики. Проведено сравнение решения на основе пакета программ OpenFOAM со стандартной задачей сопряженного теплообмена в трубе при постоянном тепловом потоке со стенки и постоянным тепловыделением в стенке.

Ключевые слова: сопряженный теплообмен в трубе; теплофизическое моделирование; вычислительная гидродинамика; k - ε -модель турбулентности, RANS – осредненные по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса; пакет с открытым исходным кодом OpenFOAM.

Key words: conjugated heat transfer in pipe; thermal-physic simulation; CFD (Computational Fluid Dynamic); k - ε -model; RANS (Reynolds-Averaged Navier-Stokes); OpenFOAM (Open source File Operation And Manipulation) program package.

В связи с ростом возможностей вычислительной техники актуальной становится задача при обосновании безопасности ЯЭУ и проектировании реакторов использования кодов вычислительной гидродинамики (CFD) в сочетании с традиционными кодами улучшенной оценки. Использование CFD-кодов для гидродинамических расчетов новых установок обусловлено улучшенной предсказательной способностью этого подхода.

На сегодня основными кодами улучшенной оценки являются КОРСАР [6] – Россия, RELAP5 [7] – США, TRAC [8] – США, CATNARE [9] – ФРАНЦИЯ, ATHLET [10] – Германия и т. д., которые являются специализированными реакторными кодами, предназначенными для обоснования безопасности проектов реакторов. Однако для поставленной задачи определения коэффициентов сопротивления в новых конструкциях или для расчета гидравлической «проливки» корпусов эти коды не пригодны, т.к. в них используются ранее полученные коэффициенты сопротивления.

Для таких задач подходящими являются коды вычислительной гидродинамики (CFD). Коды этого класса успешно применяются для получения коэффициентов сопротивления нестандартных элементов контуров в сочетании с кодами улучшенной оценки. Наиболее известными из CFD-кодов являются коммерческие коды FLUENT [11] STAR-CD [12], традиционные для автостроения, Ansys CFX [13] – для химической индустрии; менее известными являются отечественный код Flow Vision [14], LS-Dyna [15], PHOENIX [16], NUMECA [17] и т.д. Для реакторных приложений коды этой группы стало возможным применять в сочетании с кодами улучшенной оценки в связи с достигнутым уровнем вычислительных возможностей.

© **А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян, 2011**

Для тестирования кодов имеется ряд теплогидравлических задач, для которых накоплен большой по объему и разнообразный по содержанию экспериментальный и теоретический материал. В зависимости от физики турбулентности различают задачи внешнего обтекания тел и внутреннего течения в каналах. Так как течение в реакторах преимущественно относится к задачам внутреннего течения, выбраны тесты для такого класса течений.

Численное 3D-моделирование воздушного потока выполнялось при помощи решателя rhoPisoFoam пакета программ OpenFOAM [2]. В работе проведено сравнение с решениями хорошо известных тестовых задач – для течения и теплообмена в круглой трубе с граничными условиями постоянного теплового потока на обогреваемом участке стенки. Для проверки достоверности работы CFD-кодов необходимо проверять как совпадение с интегральными экспериментальными справочными данными по коэффициентам трения и теплоотдачи, так и с локальными характеристиками течений и полей температуры, обобщенными в виде универсальных безразмерных профилей [1, 20].

Рассматривается классическая задача о теплообмене в круглой гидравлически гладкой трубе при постоянной плотности теплового потока на стенке. Для этой задачи в [1] приведено аналитическое решение для ламинарного режима течения. Для турбулентного режима для сравнения использованы интегральные обобщения опытных данных, выполненные в виде чисел Нуссельта и коэффициентов сопротивления. Сравнения локальных характеристик выполнены с безразмерными логарифмическими профилями скорости и температуры. Для возможности решения задачи аналитически в [1] приняты следующие семь условий (3 и 7 пункты при численном решении не использовались).

1. Режим течения турбулентный.

2. Течение и теплообмен квазистационарны, т.е. осредненные характеристики течения не меняются во времени. Стационарное решение, в котором $\partial t / \partial \tau = 0$, получается при численном решении нестационарной задачи методом установления.

3. Жидкость несжимаема, ее теплофизические свойства постоянны, не зависят от температуры. При численном решении оба эти допущения необязательны, можно использовать и рассматривать сжимаемый воздух или несжимаемую воду, т.е. теплоноситель может быть как сжимаемым, так и несжимаемым. Наличие блока расчета свойств делает допущение независимости свойств от температуры и давления необязательным, но для сравнения надо ограничиваться небольшими величинами подогрева теплоносителя.

4. Течение жидкости гидродинамически стабилизировано, т.е. профиль скорости на обогреваемом участке не меняется по длине. Участку трубы, на котором происходит теплообмен, предшествует необогреваемый успокоительный участок. Расход жидкости задан или известна средняя скорость жидкости. При численном решении задается плоский профиль скорости на входе, равный средней скорости жидкости. Задается постоянное давление на выходе. Вторая особенность численного решения – необходимо добавлять необогреваемый тепловой успокоительный участок на выходе с длиной, большей, чем длина участка тепловой стабилизации. Это необходимо для корректного задания нулевых градиентов скорости и температуры на выходе, чтобы выровнялся профиль температуры на адиабатном участке, расположенном после обогреваемого участка.

5. На внутренней поверхности стенки трубы на участке теплообмена задана постоянная плотность теплового потока $q_c = \text{const}$ (фактически задается постоянный градиент температуры), а на участках до и после него задаются адиабатические условия $q_c = 0$.

6. В потоке отсутствуют внутренние источники тепла ($q_v = 0$), а выделение тепла трения, вызванное диссипацией кинетической энергии, пренебрежимо мало (это условие выполняется при скорости движения жидкости, много меньшей скорости звука).

7. Изменение плотности теплового потока вдоль оси, обусловленное теплопроводностью и турбулентным переносом, мало по сравнению с его изменением по радиусу и изменением плотности теплового потока вдоль оси, обусловленного конвекцией. Это допущение при численном решении не использовалось.

Расчетная область представлена на рис. 1. Начальное давление было задано во всей области равным атмосферному давлению 1 бар ($=10^5$ Па) на всех границах кроме входа, где в качестве граничного условия использовалась нулевая производная давления. На входе задан плоский профиль скорости 2 м/с, постоянная входная температура 25°C. На выходе задано атмосферное давление $P=1$ бар и нулевые производные компонент скорости и температуры (условия стабилизации). На боковых поверхностях трубы участки 1 и 3 адиабатические, на участке 2 задано условие $q_{cm} = \text{const}$ (фактически задается постоянный градиент температуры). Решалась сопряженная задача теплообмена, на внутренних границах теплоноситель-стенка задавались условия равенства температуры и теплового потока, реализованные в коде как вычисляемые (*calculated*) условия.

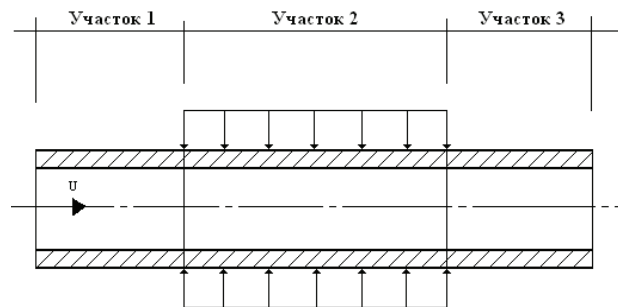


Рис. 1. Расчетная схема задачи течения и теплообмена в круглой трубе с граничными условиями постоянного теплового потока на центральном участке трубы и постоянным расходом теплоносителя

При задании для последнего теста внутри стенки на втором участке вместо постоянного теплового потока задавалось постоянное удельное энергосодержание q_v , причем на всех трех боковых границах трубы задавались адиабатные условия.

Минимальная длина каждого из участков (рис. 1) должна превышать длину стабилизации. Для круглой трубы безразмерная длина гидродинамического успокоительного участка l/d оценивалась по формуле [20]

$$\frac{l}{d} = 40 + \frac{-250}{3.24 + \text{Re}/1000}.$$

Длина успокоительного участка 3 должна быть не менее величины участков как гидродинамической, так и тепловой стабилизации [20], зависящей от числа Пекле $\text{Pe} = \text{Re} \cdot \text{Pr}$:

$$\frac{l_t}{d} = \frac{0.04 \cdot \text{Pe}}{1 + 0.002 \cdot \text{Pe}}.$$

Обогреваемый участок 2 также должен быть больше участка тепловой стабилизации. Для воды при средней $t = 25^\circ\text{C}$, внутреннем и наружном диаметрах стенки $d = 9$ мм $d_{out} = 10$ мм, $U = 2$ м/с, $\text{Re} = 1,79 \times 10^4$, $\text{Pr} = 7,03$ $\text{Pe} = 1,26 \times 10^5$, $l/d = 28$, $l_t/d = 20$. Поэтому труба длиной 1 м разбивалась на участки 1 и 3 длиной $l/d > 30$ (по 0,3 м), остальной обогреваемый участок длиной 0,4 м. Сравнение безразмерных профи-

лей проводилось на длине 0,3 м от начала обогрева (0,6 м от начала трубы).

Система усредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса, включающая в себя уравнения сохранения массы, импульса, энергии, при принятых допущениях и в сопряженной постановке имеет следующий вид.

Уравнение сохранения массы в дивергентной форме

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho) + \nabla \cdot (\rho \cdot \vec{U}) = 0, \quad (1)$$

где дивергенция $\vec{\nabla} \cdot (\rho \cdot \vec{U}) = \frac{\partial}{\partial x}(\rho \cdot u) + \frac{\partial}{\partial y}(\rho \cdot v) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho \cdot w)$ в декартовых координатах

и вектор скорости $\vec{U} = u \cdot \vec{i} + v \cdot \vec{j} + w \cdot \vec{k}$ в трех ортогональных пространственных направлениях.

Уравнение сохранения импульса (векторное) фактически решается в виде трех скалярных уравнений сохранения для каждой из проекций скорости:

$$\frac{\partial \rho \vec{U}}{\partial \tau} + \nabla \cdot (\rho \vec{U} \cdot \vec{U}) = -\nabla \cdot P + \nabla \cdot [(\mu + \mu^T) \nabla \cdot \vec{U}] + \rho \cdot \vec{g}. \quad (2)$$

Приняты стандартные для усредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса обозначения: P , ρ , μ и g – соответственно давление, плотность, динамическая вязкость и гравитационная постоянная. Турбулентность принималась изотропной с коэффициентом турбулентной вязкости μ^T , не зависящим от направления.

Уравнения сохранения энергии в дивергентной форме различаются для теплоносителя и стенки для принятой сопряженной постановки задачи:

для стенки

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial \tau} = \nabla \cdot (\lambda \nabla T) + q_v, \quad (3)$$

для теплоносителя

$$\frac{\partial \rho C_p T}{\partial \tau} + \nabla \cdot (\rho \vec{U} \cdot C_p T) = \nabla \cdot [(\lambda + \lambda^T) \nabla \cdot T] + q_v. \quad (4)$$

Для теплоносителя в (4) расчет коэффициентов теплопроводности ведется на основе профиля безразмерной турбулентной вязкости по соотношению

$$(\lambda + \lambda^T) = \lambda \left[1 + \left(\frac{\mu^T}{\mu} \right) \left(\frac{Pr}{Pr^T} \right) \right]. \quad (5)$$

При выводе (5) использованы определения для числа Прандтля $Pr = \frac{\nu}{a}$, удельной температуропроводности $a = \frac{\lambda}{\rho C_p}$, турбулентной температуропроводности

$a^T = \frac{\lambda^T}{\rho C_p}$, турбулентного числа Прандтля $Pr^T = \frac{\nu^T}{a^T} = \frac{\rho C_p \nu^T}{\lambda^T}$, тогда для турбулентной

теплопроводности получим $\lambda^T = \frac{\rho C_p \nu^T}{Pr^T}$.

Для описания профилей турбулентной вязкости и затем теплопроводности используются получаемые из двухпараметрической модели турбулентности профили турбулентной вязкости по формуле Колмогорова

$$\nu^T = C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon}. \quad (6)$$

Безразмерный профиль турбулентной вязкости

$$\frac{\nu^T}{\nu} = \frac{\mu^T}{\mu} = C_\mu \frac{k^2}{\nu \varepsilon}. \quad (7)$$

Здесь учтена связь между динамической и кинематической вязкостью: $\mu = \rho \nu$ и $\mu^T = \rho \nu^T$.

Для определения всех восьми неизвестных ($P, u, v, w, T, \rho, h, e$) кроме существующих пяти уравнений сохранения (уравнение сохранения импульса решается в виде трех скалярных уравнений для компонент скорости) необходимо иметь дополнительно еще три уравнения. Это уравнение состояния и два уравнения модели турбулентности.

Для воды стандарты в качестве уравнения состояния предписывают использовать международную формулировку IF-97 [3–5]. Уравнение состояния включает в себя зависимость между основными параметрами состояния; условно запишем его как зависимость плотности ρ от давления P и температуры T :

$$\rho = \rho(P, T). \quad (8)$$

Калорические уравнения состояния связывают внутреннюю энергию e и энтальпию h с температурой T . В условиях постоянства объема используется удельная изохорная теплоемкость C_v , а при постоянном давлении – удельная изобарная теплоемкость C_p . Калорические уравнения принимают вид

$$de = C_v \cdot dT, \quad (9)$$

$$dh = C_p \cdot dT. \quad (10)$$

Выбрана k - ε -модель турбулентности, в которой используются два транспортных дифференциальных уравнения второго порядка для расчета кинетической энергии k и ее турбулентной диссипации ε . Эта модель стабильна, для нее не требуются значительные вычислительные ресурсы, и долгое время она была промышленным стандартом. Модель хорошо зарекомендовала себя при расчете внутренних течений.

k – кинетическая энергия турбулентности:

$$\frac{\partial(\rho k)}{\partial \tau} + \nabla \cdot (\rho \bar{U} \cdot k) = \nabla \cdot \left[\left(\mu + \frac{\mu^T}{\sigma_k} \right) \nabla \cdot k \right] + P_k + G_k - \rho \cdot \varepsilon. \quad (11)$$

ε – скорость диссипации кинетической энергии турбулентности:

$$\frac{\partial(\rho \varepsilon)}{\partial \tau} + \nabla \cdot (\rho \bar{U} \cdot \varepsilon) = \nabla \cdot \left[\left(\mu + \frac{\mu^T}{\sigma_\varepsilon} \right) \nabla \cdot \varepsilon \right] + C_{1\varepsilon} \rho \cdot \frac{\varepsilon}{k} (P_k + G_k - C_{3\varepsilon} G_k) - C_{2\varepsilon} \rho \frac{\varepsilon^2}{k}. \quad (12)$$

P_k – компонента генерации турбулентности, кратко записываемая в виде

$$P_k = -\overline{\rho u'_i u'_j} \frac{\partial u_j}{\partial x_i}, \quad -\overline{u'_i u'_j} = \nu^T \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} k \delta_{ij}. \quad (13)$$

Эффект плавучести описывается компонентой

$$G_k = \beta g_i \frac{\mu^T}{\rho \Gamma^T} \frac{\partial T}{\partial x_i}. \quad (14)$$

Здесь g_i – проекция вектора ускорения свободного падения, β – коэффициент теплового расширения

$$\beta = -\frac{1}{\rho} \left(\frac{\partial \rho}{\partial T} \right)_p. \quad (15)$$

Двухпараметрическая модель связана через соотношение Колмогорова (6) с уравнениями сохранения импульса и другими уравнениями системы.

Использованы следующие коэффициенты k - ε -модели турбулентности: $C_{1\varepsilon} = 1.44$, $C_{2\varepsilon} = 1.92$, $C_\mu = 1.44$, $\sigma_k = 1.0$, $\sigma_\varepsilon = 1.3$, $Pr_T = 1$, $C_{3\varepsilon} = 1$. Турбулентное число Прандтля в пристеночной области $Pr_T = 1$, в ядре потока $Pr_T = 0,85$.

В общем случае точность численного решения повышается с усложнением модели турбулентности. Однако точность моделей ограничена экспериментальными погрешностями данных, на основе обобщения которых получены сами уравнения модели.

Для дифференциальных уравнений двухпараметрической модели турбулентности необходимо задавать физически разумные граничные условия. Устойчивость решения зависит от правильности задания входных условий, особенно ε . Из формулы (6) следует запрет на использование нулевых значений ε как начального приближения.

Для задания входных граничных условий предполагаем, что флуктуации на входе изотропны. Использована оценка для сечения входа $k = \frac{3}{2}v_*^2 = 0,02 \text{ [м}^2/\text{с}^2]$ че-

рез динамическую скорость $v_* = \sqrt{\frac{\varepsilon}{8}}U$, в которой для коэффициента трения ξ использовалась формула Филоненко [20]

$$\xi = (1,82 \lg(\text{Re}) - 1,64)^{-2}. \quad (16)$$

Энергия диссипации зависит от характерного размера масштаба турбулентности l , который оценивался равным гидравлическому диаметру. Использована оценка для сечения входа

$$\varepsilon = \frac{C_\mu^{3/4} k^{3/2}}{0,2l} = 0,26 \text{ [м}^2/\text{с}^3].$$

Сетка генерируется утилитой blockMesh со сгущением у стенки и содержит свыше 0,1 миллиона ячеек. На рисунке 2 показано сечение использованной при решении расчетной сетки.

Выполнено сравнение как интегральных параметров решения – перепада давления на трубе, подгрева теплоносителя, так и локальных характеристик. Учитывается перестройка профиля скорости на начальном участке, для чего использована формула, зависящая от отношения максимальной скорости к средней:

$$\frac{U_{\max}}{U} = 1 + \frac{1}{1 + 1,3 \text{Re}^{0,12}}, \quad (17)$$

$$\Delta P = \left[\frac{L}{d} \xi \right] \frac{\rho U^2}{2} + \left[\left(\frac{U_{\max}}{U} \right)^2 - 1 \right] \frac{\rho U^2}{2}. \quad (18)$$

Вклад второго компонента в (18), учитывающего гидродинамический начальный участок, в перепад давления на трубе снижается с ростом Re от 15 до 12%. Коэффициент трения ξ рассчитывался по формуле (16). Общий перепад давления

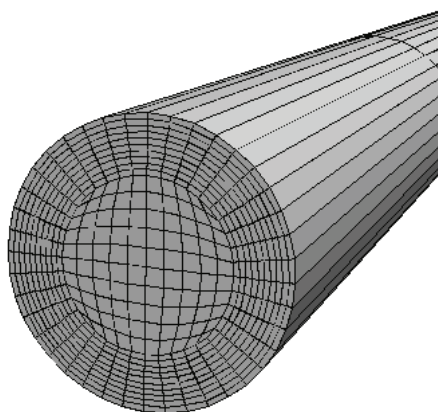


Рис. 2. Сечение сетки в круглой трубе со сгущением у стенки

на трубе при численном решении для рассматриваемой задачи хорошо совпадает (2%) с соотношением (18), в котором учтено влияние дополнительных потерь на начальный участок для входного профиля скорости. При больших подогревах погрешность численного решения возрастает, так как требуется учитывать ускорение потока.

Опытные данные по профилям обобщены многими исследователями в виде безразмерных профилей скорости $w^+(y^+)$ и температуры $T^+(y^+Pr)$ и приводятся

ниже для сравнения. Безразмерная скорость $w^+ = \frac{u}{v_*}$; $y^+ = \frac{y v_*}{\nu}$;

$v_* = \sqrt{\tau_0/\rho} = \bar{U} \sqrt{\xi/8}$; y – расстояние от стенки.

Поле скорости для гладкой трубы при турбулентном течении описывается трехслойной моделью Кармана [20]:

$$\begin{aligned} w^+ &= y^+ \text{ при } y^+ \leq 5, \\ w^+ &= 5,0 \ln(y^+) - 3,05 \text{ при } 5 < y^+ < 30, \\ w^+ &= 2,5 \ln(y^+) - 5,5 \text{ при } y^+ > 30. \end{aligned} \quad (19)$$

В центральной части трубы (на оси) логарифмический закон Кармана не выполняется, так как не согласуется с условием $\partial w/\partial r = 0$. Для этой области профиль скорости близок к классическому профилю Дарси [20]:

$$(w_{\max} - w)/v_* = 5,08(1 - y/r_0)^{3/2}. \quad (20)$$

При сравнении расчетных и опытных данных удобнее иметь единую зависимость для всех областей течения. Формула Рейхардта описывает почти весь профиль от стенки до оси трубы [20] кроме зоны около оси, где необходимо использовать формулу (20). Универсальный безразмерный профиль Рейхардта имеет вид

$$w^+ = 2,5 \ln \left[(1 + 0,4 y^+) 1,5 \frac{(1+R)}{(1+2R^2)} \right] + 7,8 \left[1 - \exp\left(-\frac{y^+}{11}\right) - \left(\frac{y^+}{11}\right) \exp(-0,33 y^+) \right], \quad (21)$$

где $R = r/r_0$ – безразмерный радиус; r – текущий радиус; r_0 – радиус трубы.

Единую зависимость $w^+(y^+)$ также дает профиль П.А.Ушакова и Ю.Д. Левченко [20]

$$w^+ = [2,5 \ln(y^+ + 1) + 5,5] \operatorname{th} \frac{y^+ (1 - 0,5 (y^+/r_0^+)^2)}{2,5 \ln(y^+ + 1) + 5,5}. \quad (22)$$

Сравнение результатов, приведенных к безразмерному виду, расчетных профилей скорости с универсальными профилями представлено на рис. 3.

Видно, что полученные расчетные данные хорошо совпадают с безразмерными кривыми, являющимися обобщением опытных данных по профилям скорости в трубах.

Сравнение требуется провести и для профилей температуры. Безразмерный трехслойный профиль температуры для капельных жидкостей и жидких металлов получили В.И. Слободчук и П.Л. Кириллов [22]. Обобщение опытных данных по профилям температур для обычных теплоносителей при $Pr \geq 0,7$:

$$\begin{aligned} T^+ &= y^+ Pr \text{ при } (y^+ Pr) < 5, \\ T^+ &= 5,75 \ln(y^+ Pr) + 5,5 \text{ при } 5 \leq (y^+ Pr) \leq 30, \\ T^+ &= 2,3 \ln(y^+ Pr) + B(Pr) \text{ при } (y^+ Pr) > 30, \\ B(Pr) &= 24,5 Pr^{0,55} - 8,2 \ln(Pr) - 19. \end{aligned} \quad (23)$$

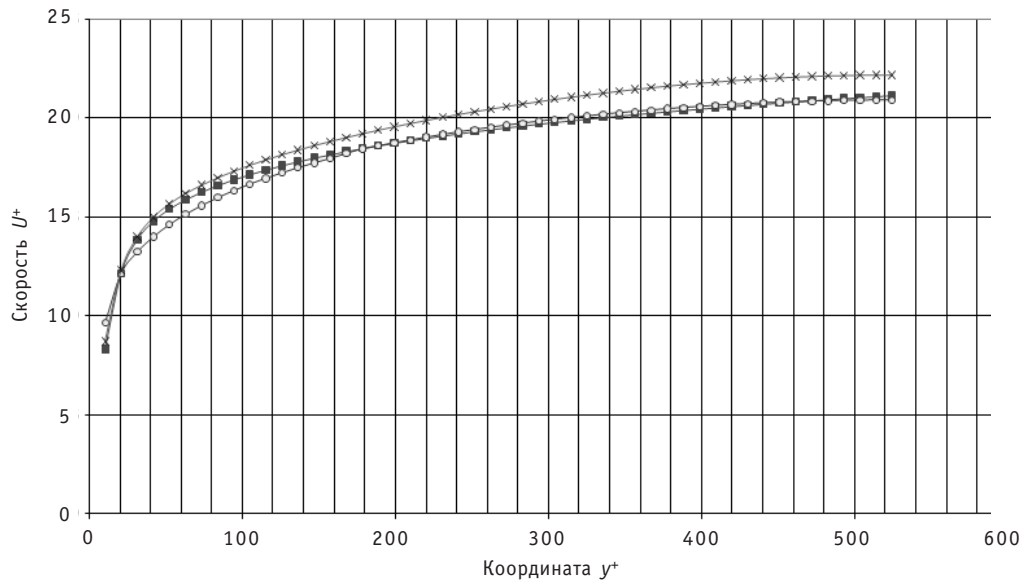


Рис. 3. Сравнение профилей скорости: ■ – расчетный профиль по коду OpenFOAM; ○ – профиль Левченко-Ушакова (22); × – профиль Рейхардта (21)

Для жидких металлов В.И. Слободчук и П.Л. Кириллов [22] получили при $Pr \ll 1$

$$T^+ = y^+Pr \text{ при } (y^+Pr) < 1,$$

$$T^+ = 1,87 \ln(y^+Pr + 1) + 0,065y^+Pr - 0,36 \text{ при } 1 \leq (y^+Pr) \leq 11,7,$$

$$T^+ = 2,5 \ln(y^+Pr) - 1 \text{ при } (y^+Pr) > 17,1.$$

В центральной части круглой трубы имеется область, в которой логарифмический закон не выполняется, так как не согласуется с условием $\partial T / \partial r = 0$. Эта область описывается формулой [20]

$$T^+ = \frac{T_{\max} - T}{T_*} = k \left((1 - (y/r_0)^2) \right), \quad k = \frac{Pe \sqrt{\xi}}{4 \sqrt{8} \sqrt{1 + \lambda_T / \lambda}}. \quad (24)$$

Здесь на оси можно использовать формулу из [21] для

$$\frac{\lambda_T}{\lambda} = 0,0022Pe(1 + R^2 - 2R^3) \text{ при } R = 0. \text{ Безразмерная температура отсчитывается}$$

от температуры стенки T_w : $T^+ = \frac{T_w - T}{T_*}$; $T_* = \frac{q}{\rho v_* c_p}$ – масштаб температуры («температура трения»); $y^+ = \frac{y v_*}{\nu}$ – безразмерное расстояние от стенки (инвариант Лой-

цянского); y – расстояние от стенки; $v_* = \bar{U} \sqrt{\xi / 8}$ – динамическая скорость, используется как масштаб скорости; $1 - R = y / r_0$ – безразмерное расстояние от стенки; r_0 – радиус трубы.

В [21] для описания всего диапазона от стенки до оси трубы был модифицирован профиль Рейхардта (21) путем замены в безразмерном распределении для профиля скорости величины (y^+) на комплекс (y^+Pr) . Для согласования с опытными данными в (25) была подобрана константа перед второй скобкой:

$$T^+ = 2,5 \ln \left[(1 + 0,4 y^+ Pr) 1,5 \frac{(1+R)}{(1+2R^2)} \right] + 1,0 \left[1 - \exp \left(-\frac{y^+ Pr}{11} \right) - \left(\frac{y^+ Pr}{11} \right) \exp(-0,33 y^+) \right]. \quad (25)$$

Аналогично авторами была выполнена модификация безразмерного профиля скорости П.А. Ушакова и Ю.Д. Левченко (22) для получения безразмерного профиля температуры. Поскольку в ядре потока должно выполняться третье соотношение трехслойного профиля (23), авторами получен безразмерный профиль при $Pr \ll 1$:

$$T^+ = \left[2,5 \ln(y^+ Pr + 1) - 1 \right] \operatorname{th} \frac{(y^+ Pr) \cdot (1 - 0,5(y^+/r_0^+)^2)}{2,5 \ln(y^+ Pr + 1) - 1},$$

при $Pr \geq 0,7$:

$$T^+ = \left[2,3 \ln(y^+ Pr) + B(Pr) \right] \operatorname{th} \frac{(y^+ Pr) \cdot (1 - 0,5(y^+/r_0^+)^2)}{2,3 \ln(y^+ Pr) + B(Pr)}. \quad (26)$$

Здесь $B(Pr) = 24,5 Pr^{0,55} - 8,2 \ln(Pr) - 19$.

Сравнение результатов, приведенных к безразмерному виду, расчетных профилей температуры с универсальными профилями представлено на рис. 4. Для профиля температуры получено хорошее совпадение расчетных и опытных данных.

Рассчитанный по подведенной мощности балансный подогрев теплоносителя хорошо совпадает (0,5%) с подогревом между входом и выходом на оси трубы. Погрешность вносит не полностью плоский профиль температуры на выходном третьем адиабатическом участке.

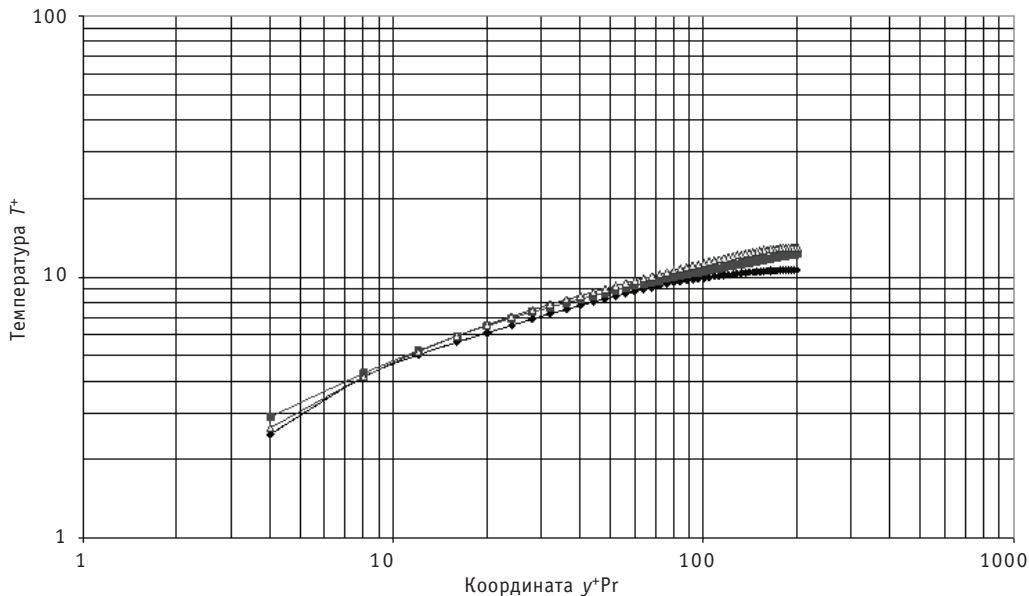


Рис. 4. Сравнение универсальных профилей температуры: \blacklozenge – расчеты авторов по коду OpenFOAM (OF) на воздухе; \blacksquare – профиль Рейхардта (25); \blacktriangle – профиль, полученный авторами (26)

Следующая формула в безразмерной форме обобщает коэффициент теплообмена:

$$Nu = \frac{(\xi/8)RePr}{(1+900/Re)+12,7\sqrt{\xi/8}(Pr^{2/3}-1)} \quad (27)$$

На рисунке 4 приведено сравнение профилей температуры, полученное при использовании несопряженного решателя и воздуха в качестве теплоносителя.

Систематическое снижение профиля на оси вызвано несправедливостью в этой зоне логарифмического профиля температуры.

Для профилей скорости и температуры получено хорошее совпадение безразмерных расчетных и опытных данных.

Задача решалась на компьютере с четырьмя ядрами с использованием распараллеливания, обеспечивавшегося пакетом мультипроцессорного интерфейса MPI в OpenFOAM [2]. Представленные решения получены методом установления при расчете после 10 секунд физического времени 10^6 расчетных шагов. Отдельно проверялось совпадение решения с расчетом на одном и четырех ядрах.

В заключение можно отметить следующее. Работа имеет важную *практическую значимость*, поскольку открытый пакет с исходным кодом является отчуждаемым от разработчиков, легко доступным, бесплатным современным расчетным средством. При введении аналогичных выполненных авторами изменений он способен решать широкий круг задач реакторной теплофизики, что может быть полезно широкому кругу проектантов.

Авторами на базе решателя chtMultiRegonFoam кода OpenFOAM [2] был разработан сопряженный решатель vagChtMultiRegonFoam, в котором добавлены свойства стандарта воды [3–5] на базе пакета с открытым исходным кодом MCF [19], а в уравнении энергии для стенки добавлено удельное энерговыделение. Проведено тестирование всех этапов модификации. Были решены задачи расчета течения в круглой трубе при задании постоянного теплового потока со стенки, а также постоянного энерговыделения в стенке в сопряженной постановке для теплообмена. Результаты сравнения с опытными данными хорошие, что позволяет говорить о возможности расчета с использованием кода OpenFOAM задач вычислительной гидродинамики и сопряженного теплообмена.

Литература

1. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках / Под. ред. Б.С. Петухова. Учебное пособие для вузов. – М.: Атомиздат, 1974. – 408 с.
2. OpenFOAM – www.openfd.co.uk (дата обращения: 25.05.2010).
3. Стандарт воды IAPWS-IF97 <http://www.iapws.org/> (дата обращения: 25.05.2010).
4. Software for the Industrial-Formulation IAPWS-IF97 for Water und Steam <http://www.ruhr-uni-bochum.de/thermo/Software/Seiten/IAPWS-IF97-eng> (дата обращения: 25.05.2010).
5. Александров А.А. Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара: Справочник. Рек. Гос. службой стандартных справочных данных. ГСССД Р-776-98 – М.: Издательство МЭИ, 1999. – 168 с.
6. Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В. и др. КОРСАР – теплогидравлический расчетный код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. – 2001. №9. – С. 36-43.
7. RELAP5/MOD3. Code Manual. Volume 1. Idaho Natural Engineering Laboratory, Idaho, 1995.
8. TRAC-PF1/MOD2 Theory manual, Ver. 5.4, July 21 1993, NM 87545, Los-Alamos TSA-8 / by Jay W. Spore, Susan J. Jolly-Woodruff, Thad K. Knight, Ju-Chuan Linn, Ralph A. Nelson, Kemal O. Pasamehmetoglu, Robert G. Steinke, Getin Unal/Nuclear Technology and Engineering Division, Engineering and Safety Analysis Group N-6, LANL, Los Alamos, New Mexico.

9. CATHARE code – Development and assessment methodologies/J.C. Vicaelli, F. Barre, D. Bestion// ANS winter Meeting, San Francisco, 1995. – P.1- 15.
10. *Burwell M.J., Lerchl G., et al.* The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems//NURETH-4, Proc. Fourth Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, v.2. – Karlsruhe, 1989. -P.1234-1240.
11. FLUENT <http://www.fluent.com/> (дата обращения: 22.05.2010).
12. STAR-CD <http://www.cd-adapco.com/products/STAR-CD/index.html> (дата обращения: 22.05.2010).
13. Ansys CFX: www.ansys.com (дата обращения: 22.05.2010).
14. Flow Vision: www.flowvision.ru (дата обращения: 22.05.2010).
15. LS-Dyna <http://www.ls-dyna.ru/> (дата обращения: 22.05.2010).
16. PHOENIX <http://www.cham.co.uk/default.php> (сайт Сполдинга Б. дата обращения: 22.05.2010).
17. NUMECA <http://www.numeca.com/> Бельгия (дата обращения: 22.05.2010).
18. Форум <http://fsapr2000.ru/lofiversion/index.php/t17087.html> (дата обращения: 22.05.2010).
19. www.os-cfd.ru (дата обращения: 22.05.2010).
20. *Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С.* Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 1. Тепогидравлические процессы в ЯЭУ/*Под общ. ред. П.Л. Кириллова.* – М.: ИздАт, 2010. – 776 с.
21. *Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С.* Жидкометаллические теплоносители. Изд. 3-е. – М.: Атомиздат, 1976. – 328 с.
22. *Галин Н.М. Кириллов П.Л.* Теплообмен (в ядерной энергетике): Учеб пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 375 с.

Поступила в редакцию 23.06.2010

ТРЕХКОМПОНЕНТНОЕ ПЛАЗМООПТИЧЕСКОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В.М. Бардаков*, Во Ньы Зан, Г.Н. Кичигин***, Н.А. Строкин****

**Иркутский государственный университет путей сообщения, г. Иркутск*

***НИИ Иркутский государственный технический университет, г. Иркутск*

****Институт солнечно-земной физики СО РАН, г. Иркутск*



Для плазмооптического масс-сепаратора ПОМС-Е-3 найдены режимы, в которых возможно разделение отработанного ядерного топлива на три части, соответствующие двум группам продуктов деления и трансурановым элементам. Для этой же цели предложен новый плазмооптический масс-сепаратор ПОМС-ЦВ, в котором исключен азимутатор.

Ключевые слова: плазмооптика, масс-сепарация, отработанное ядерное топливо, плазменный ускоритель, азимутатор, приемник ионов, продукты деления, трансурановые элементы.

Key words: plasma optics, mass separation, the spent nuclear fuel, plasma accelerator, whirler, receiver ions, fission products, transuranic elements.

Основными областями применения изотопов и ядерно-чистых веществ является атомная техника – топливо для атомных электростанций, конструкционные материалы в реакторостроении, замедлители и поглотители нейтронов [1]. Замкнутый ядерно-топливный цикл включает в себя переработку отработанного ядерного топлива (ОЯТ) и изготовление из выделенного материала уран-плутониевого (МОХ) топлива. До настоящего времени в мире было переработано около одной трети извлеченного из энергетических реакторов ОЯТ; остальная часть находилась в хранилищах в ожидании захоронения [2]. Причина – высокая стоимость селекции ОЯТ кинетическими методами (центрифуги, газовая диффузия) [3].

Альтернативой существующим технологиям при условии промышленной реализации могут стать плазменные методы сепарации вещества, на основе которых созданы магнитоплазменные и плазмооптические масс-сепараторы [4,5]. К настоящему времени, в той или иной степени, среди плазменных методов развиваются разделение изотопов в плазме с помощью селективного ионно-циклотронного нагрева, плазменные центрифуги, разделение изотопов в положительном столбе газового разряда [6] и в пучково-плазменном разряде [5], которые обеспечивают частичную сепарацию – выделение одного (целевого) элемента. Распределение элементов в ОЯТ (ядерный цикл ^{235}U + тепловой нейтрон) показано на рис. 1. Из ОЯТ, как видно из рисунка, можно выделять не только трансурановые элементы (пик III), но и «препараты пиков I, II» – продукты деления.

© В.М. Бардаков, Во Ньы Зан, Г.Н. Кичигин, Н.А. Строкин, 2011

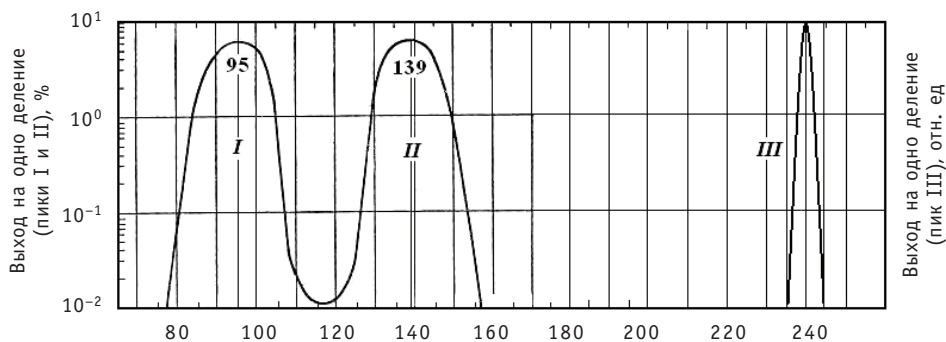


Рис. 1. Распределение элементов в ОЯТ (ядерный цикл ^{235}U + тепловой нейтрон): I, II – продукты деления (осколки); III – трансурановые элементы

В данной статье мы сообщаем о разработке способа сепарации ОЯТ, который обеспечивает возможность практического использования освоенных в производстве к настоящему времени плазменных ускорителей и (впервые) разделения отработанного ядерного топлива на три группы элементов по массовым числам: M_I в диапазоне от 85 до 106, M_{II} – 134 – 155, M_{III} – 235 – 244. Предлагаются две схемы сепараторов для этой цели.

В работе [4] был предложен плазмооптический масс-сепаратор ПОМС-Е-3, созданный в результате развития идеи плазмооптического разделения изотопов ПОМС-Е [7] и позволяющий реализовать разделение ионов изотопов трех масс.

Способом масс-сепарации ПОМС-Е возможны получение квазинейтрального аксиально-симметричного потока плазмы с помощью плазменного ускорителя, транспортировка потока через азимутатор, в котором в поперечном радиальном магнитном поле ионы получают импульс в азимутальном направлении – разделяются по массам, перенос потока через сепарирующий объем (цилиндрический конденсатор, фокусировка в котором имеет место при обходе ионом азимута $\theta_f = \pi/2^{0,5}$), в котором создается стационарное радиальное электрическое поле и который помещается в область однородного постоянного магнитного поля, замагничивающего электроны, но практически не влияющего на динамику ионов, что обеспечивает существование потенциала $\varphi = E_0 R \ln(r_2/r_1)$ между электродами конденсатора, разнесенными на расстояние $r_2 - r_1$ (где r_2, r_1 – радиусы внешнего и внутреннего электродов цилиндрического конденсатора; E_0 – напряженность электрического поля на радиусе $r = R$), и собирание ионов на кольцевые приемники ионов, расположенные в расчетных по длине и радиусу сепарирующего объема положениях.

В ПОМС-Е-3 использовано основное свойство ПОМС-Е, состоящее в том, что все ионы кольцевого плазменного потока, проходя через кольцевую щель азимутатора, приобретают одинаковый угловой момент, равный $D = \frac{eB_R R \Delta}{c}$, где e – заряд

электрона, c – скорость света, B_R – индукция радиального магнитного поля в щели азимутатора, R – средний радиус щели, Δ – ширина щели вдоль оси Z . Это означает, что все ионы одинаковой массы, вне зависимости от их продольной скорости (по оси Z), а значит, и от кинетической энергии иона W в исходном плазменном потоке, в радиальном направлении будут двигаться одинаково. Было показано [4], что анализ радиального движения ионов в ПОМС-Е-3 можно проводить на языке потенциальной энергии $U(r)$:

$$\dot{r} = -\partial U / \partial r; \quad \frac{\dot{r}^2}{2} + U(r) = W_R = const,$$

где W_R – полная (кинетическая плюс потенциальная) энергия иона, связанная с радиальным движением; $U(r) = V_{\phi 40}^2 G(r)$, где $V_{\phi 40} = \frac{D}{M_0 R}$ – азимутальная скорость на

выходе из азимутатора иона центральной массы M_0 ; $G(r) = \frac{1}{2} \left(\frac{M_0}{M} \right)^2 \left(\frac{R^2}{r^2} - 1 \right) + \frac{M_0}{M} \ln \frac{r}{R}$.

Для немонотонного плазменного потока при решении уравнений $G(M_2, r_2) = 0$; $G(M_1, r_1) = 0$ были получены значения радиусов r_1 и r_2 приемных цилиндров, на которые приходят в результате разделения ионы с массами M_1 и M_2 . Требование того, чтобы ионы массой M_0 приходили на торцевой приемник ионов (не пересекали при своем движении цилиндрические поверхности радиусами r_1 и r_2) дало условие на угловую расходимость плазменного потока. Длина цилиндрических приемников ионов была определена как

$$L_{Z_{\max}} = \sqrt{V_{\max}^2 - V_{\phi 40}^2} \cdot \frac{T_0}{2},$$

где $V_{\max} = (2W_{\max}/M_0)^{0.5}$; максимальная энергия W_{\max} определяется разностью потенциалов в ускорителе; $T_0 = 2\pi/\omega_0$; $\omega_0^2 = 2V_{\phi 40}^2 / R^2$.

Как уже говорилось (см. рис. 1), для ОЯТ существуют три пика в распределении элементов с наиболее вероятными массами $M_{I.HB} = 95$, $M_{II.HB} = 139$ и $M_{III.HB} = 239$. Учитывая результаты работы [4], отметим, что радиусы цилиндрических приемников уменьшаются с ростом массы M иона; и, наоборот, чем меньше масса M , тем радиус цилиндрического приемника больше. Решение уравнения

$$G(M_{III} - \delta M_{III}, R_{\min}) = 0,$$

где δM – разброс масс около наиболее вероятной для соответствующего пика, дает значение радиуса R_{\min} , на котором следует расположить цилиндрический приемник всех ионов с массами $M_{III} \pm \delta M_{III}$ (частицы пика M_{III}). Ионы массами $M > M_{III} - \delta M_{III}$ заведомо попадут на данный приемник, так как точки поворота их траекторий (изменения направления движения на обратное – от оси) для них находятся на радиусах, меньших R_{\min} . Цилиндрический приемник всех ионов с массами $M_{I} \pm \delta M_I$ необходимо расположить на радиусе R_{\max} , который определяется из уравнения $G(M_I + \delta M_I, R_{\max}) = 0$; при этом на цилиндр с $r = R_{\max}$ придут все частицы пика M_I . Ионы массами $M < M_I + \delta M_I$ обязательно останутся на приемнике радиусом $r = R_{\max}$, так как их точки поворота лежат на расстоянии, превышающем R_{\max} . Следовательно, плазмооптический масс-сепаратор ПОМС-Е-3 может быть применен для целей разделения ОЯТ: на внутреннем приемном электроде (r_1) будут собираться все трансурановые элементы (ионы пика III); на приемник большого радиуса (r_2) придут все ионы, соответствующие пику I; на торцевой приемник – элементы пика II (рис. 2). Трансурановые элементы передаются после выделения для изготовления МОХ-топлива. «Минорные» элементы, уже частично разделенные на первой стадии масс-сепарации, в дальнейшем могут или разделяться с помощью того же перенастроенного ПОМС-Е-3, или передаваться на электромагнитный масс-сепаратор.

В создаваемом макете масс-сепаратора предусматривается (как первый шаг) работа на плазме смеси трех (азот, аргон, криптон) газов. При этом радиусы $R_{\min} = 46$ мм ($0,513R$), $R = 90$ мм, $R_{\max} = 339$ мм ($3,77R$), длина электродов $L_{Z_{\max}} = 626$ мм ($6,96R$) при радиальном магнитном поле в зазоре азимутатора око-

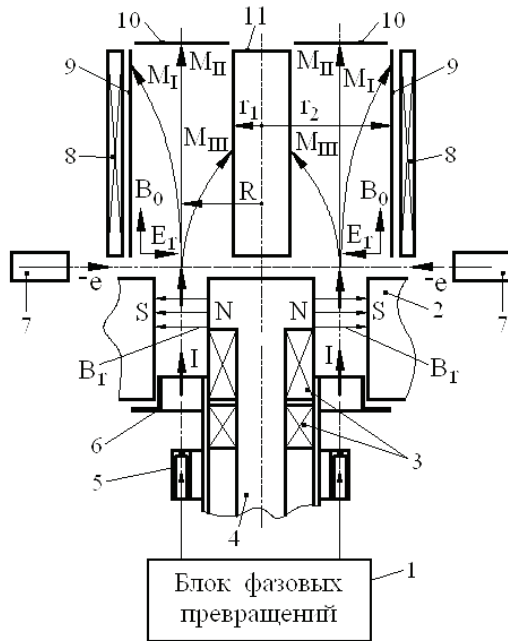


Рис. 2. Плазмооптический масс-сепаратор ПОМС-Е-3: 1 – блок фазовых превращений; 2 – азимутатор; 3 – магнитные катушки; 4 – магнитный сердечник; 5 – газораспределитель; 6 – анод; 7 – катод (электронная пушка сопровождения); 8 – система создания продольного магнитного поля; 9, 11 – цилиндрические электроды системы создания радиального электрического поля (набор торцевых кольцевых электродов для упрощения рисунка не показан); 9–11 – приемники разделенных изотопов (элементов) пучка

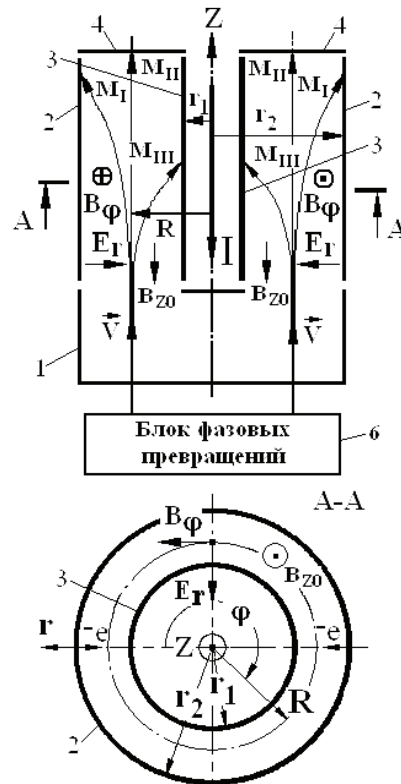


Рис. 3. Схематичное изображение масс-сепаратора ПОМС-ЦВ с обозначением анализирующих полей и геометрических элементов, необходимых при расчете устройства

ло 3 кГс, продольном магнитном поле в сепарирующем объеме 80 Гс, напряжении между внешним и внутренним цилиндрами $U \leq 200$ В, разрядном напряжении в плазменном ускорителе 200–300 В, разрядном токе $I \leq 300$ мА.

В ПОМС-Е-3 траектория иона определяется действием противоположно направленных сил – со стороны радиального электрического поля и центробежной силы, определяемой азимутатором. Если в рамках задачи сепарации ионов из кольцевого плазменного потока отказаться от азимутатора как «сложного» элемента установки, но сохранить сепарирующий объем с радиальным электрическим полем, то необходимо найти другую противодействующую радиальную силу, так как центробежной силы в данном случае не будет. Такой силой для плазменного потока, движущегося вдоль оси Z, может стать сила Лоренца, которая появится в сепарирующем объеме при создании в нем азимутального магнитного поля (поля линейного тока, протекающего вдоль оси сепаратора).

Далее мы кратко обоснуем возможность реализации для моноэнергетического плазменного потока нового плазмооптического масс-сепаратора без азимутатора, но с азимутальным и слабым, не влияющим на динамику ионов, но обеспечивающим эквипотенциализацию силовых линий магнитного поля электронами [9, 10], продольным магнитными полями, который назовем ПОМС-ЦВ (ЦВ – «цилиндрический сепаратор Вина, так как конфигурация полей ПОМС-ЦВ соответствует известному фильтру Вина, магнитное и электрическое поля в котором, однако, плоскостепенные [8]).

Решение задачи определения динамики сепарируемых ионов проведем в цилиндрической геометрии (r, φ, z) в приближении плазмооптики [9, 10]. ПОМС-ЦВ (рис. 3) содержит, как и ПОМС-Е-3, плазменный ускоритель 1, который может выполняться по схеме как ускорителя с анодным слоем, так и стационарного плазменного двигателя; внешний цилиндрический приемник ионов 2; внутренний цилиндрический приемник ионов 3; торцевой кольцевой приемник ионов 4; электронную пушку сопровождения 5 (символ e^-) и блок фазовых превращений 6, переводящий твердое ОЯТ в газообразное состояние. На рисунке также приведены обозначения для радиального электрического поля, создаваемого электродами 2, 3 и набором расположенных на торцах кольцевых электродов (на рисунке они не показаны), азимутального и продольного магнитного полей.

Рассмотрим движение ионов массой M в заданных электрическом и магнитном полях в праввинтовой цилиндрической системе координат. Ион стартует из точки с координатами $r = R, \varphi = z = 0$. Радиальная компонента электрического поля вблизи радиуса $r = R$ изменяется как $E_r(r) = -ER/r$, где $E = E_r(R)$; азимутальная компонента магнитного поля $B_\varphi(r) = -B_0R/r$, где $B_0 = B_\varphi(R)$. Отметим, что закон распределения электрического поля по радиусу для проявления эффекта сепарации для ПОМС-ЦВ не важен (как и для ПОМС-Е-3). В исходные уравнения введем малую продольную компоненту магнитного поля $B_z = -B_{z0} = const$, обеспечивающую продольное движение электронов, компенсирующих амбиполярный потенциал. Траектория иона тогда будет описываться следующими уравнениями:

$$Md^2r/dt^2 = Mr(d\varphi/dt)^2 - eRE/r + eRB_0(dz/dt)/(cr) - eB_{z0}r(d\varphi/dt)/c, \quad (1)$$

$$Md(r^2d\varphi/dt)/dt = erB_{z0}(dr/dt)/c, \quad (2)$$

$$Md^2z/dt^2 = -[edr/(dt)] \times RB_0/(cr). \quad (3)$$

Обозначим начальную скорость иона вдоль оси Z через v_{z0} . Пусть для иона центральной массы M_0 скорость $v_{z0} = v_d = cE/B_0$, где v_d – скорость электрического дрейфа. Такой ион будет двигаться строго прямолинейно вдоль оси Z . Будем рассматривать плазменный поток с моноэнергетичными (энергия $W_{||} = M_0v_d^2/2$) ионами. Если ввести безразмерные функцию $\chi = r/R$ и переменную $\tau = v_d t/R$, то уравнения (1)–(3) можно свести к одному уравнению следующего вида:

$$d^2\chi/d\tau^2 = \varepsilon\mu(\mu^{1/2} - \varepsilon\mu\ln\chi - 1)/\chi + \chi\delta\varepsilon\mu^2\left(\frac{1}{\chi^4} - 1\right), \quad (4)$$

где $\varepsilon = eB_0R/(M_0cv_d)$, $\mu = M_0/M$, $\delta = \varepsilon \frac{B_{z0}^2}{4B_0^2}$ – безразмерные параметры.

Второй член в правой части уравнения (4) описывает влияние продольной составляющей магнитного поля B_z . Им можно пренебречь, если параметр $\delta \ll 1$. Для такого случая в параксиальном приближении из (4) получится уравнение

$$\frac{d^2\theta}{d\tau^2} + \varepsilon^2 \left[\theta + \frac{1}{2\varepsilon} \frac{\delta M}{M_0} \right] = 0, \quad (5)$$

где $\theta = \chi - 1$, $\frac{\delta M}{M_0} \ll 1$, $M = M_0 + \delta M$.

Решение уравнения (5) с начальными условиями $\theta(\tau = 0) = 0$, $\theta'(\tau = 0) = 0$ для иона массой M будет таким:

$$\theta(\tau) = \frac{1}{2\varepsilon} \frac{\delta M}{M_0} (\cos\varepsilon\tau - 1), \quad (6)$$

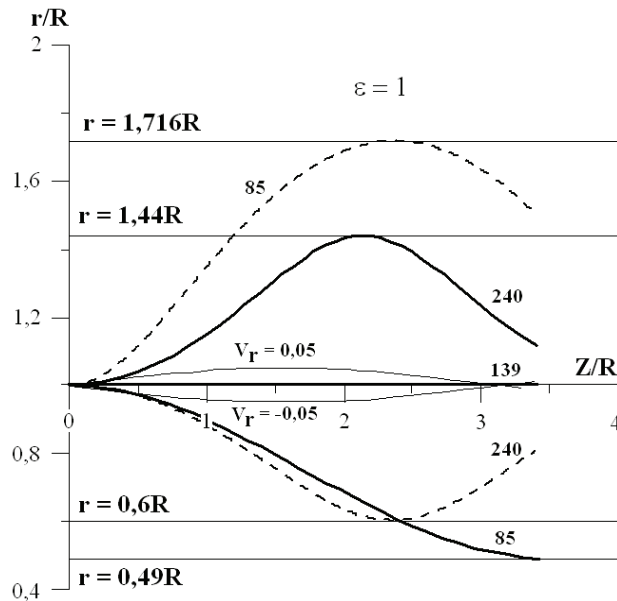


Рис. 4. Траектории движения ионов в масс-сепараторе ПОМС-ЦВ (сплошные линии) и масс-сепараторе ПОМС-Е-3 (штриховые линии), работающих в режиме разделения химических элементов, имеющих массы 85, 139 и 240 (цифры у кривых). Тонкими сплошными линиями показаны «фокусирующиеся» траектории ионов центральной массы M_0 в масс-сепараторе ПОМС-ЦВ, которые на входе в устройство имеют угловой разброс – амплитуда радиальной скорости $V_r/V_d = \pm 0,05$. Указаны радиусы цилиндрических приемников разделенных ионов

а решение уравнения (5) для иона центральной массы M_0 с начальной радиальной скоростью $\theta'(\tau = 0) = V_r$ имеет вид

$$\theta(\tau) = V_r \sin \varepsilon \tau. \quad (7)$$

Численные расчеты уравнений (1)–(3) при $B_z = 0$ подтверждают применимость параксиального приближения при $\frac{\delta M}{M_0} \ll 1$. Отметим, что одновременная инвер-

сия знака радиального электрического поля и азимутального магнитного поля в ПОМС-ЦВ приводит к изменению направления радиального смещения иона. Это продемонстрировано при расчете траекторий для реальных масс ОЯТ (рис. 4), где ионы с массой большей M_0 отклоняются в сторону увеличения расстояния от оси. Заметим, что для ПОМС-Е ионы с массами, превышающими M_0 , отклоняются только в сторону убывания расстояния от оси. Режим ПОМС-ЦВ отличается от варианта ПОМС-Е-3 тем, что для заданного значения параметра μ при $\varepsilon < 1$ в точке по оси Z , в которой при наличии начального углового разброса происходит пространственная фокусировка ионов центральной массы, отклонение по радиусу других ионов, следовательно, и разрешение по массам превышают отклонения в случае ПОМС-Е-3.

Сепаратор ПОМС-ЦВ работает следующим образом. В плазменном ускорителе создается квазинейтральный многокомпонентный, соответствующий составу ОЯТ, кольцевой поток плазмы. Из ускорителя поток попадает в сепарирующий объем, в котором созданы скрещенные постоянные во времени поля – радиальное электрическое E_r и азимутальное аксиально-симметричное магнитное B_ϕ . В комбинации созданных электромагнитных полей ионы центральной массы M_0 , имеющие скорости, равные дрейфовой скорости v_d , проходят на торцевой приемник ионов 4; другие ионы разделяются в соответствии со своими массами и поступают, соответственно, на приемники 2 и 3 (см. рис. 3, 4). Нарушение нейтральности плаз-

мы при разделении ионов компенсируется «электронами сопровождения» электронной пушки, движение которых определяется действием продольного и азимутального магнитного полей.

Таким образом, в статье описан способ плазмооптического разделения отработанного ядерного топлива на три группы элементов в соответствии с наиболее вероятными массовыми числами и представлены два новых варианта плазмооптических масс-сепараторов, в которых возможно как традиционное разделение трех элементов, так и сепарация ОЯТ.

Работа выполнена в рамках проекта № 4222 аналитической ведомственной целевой программы «Развитие научного потенциала высшей школы (2009–2010 гг.)».

Литература

1. World Nuclear Association. Reactor date. Nuclear electricity production and percentage of electricity // <http://www.world-nuclear.org>.
2. Бузовский В.П. Перспективы переработки отработанного ядерного топлива // Промышленные ведомости. – 2007. – №10.
3. Беркхаут Ф. Международная коммерческая деятельность по переработке отработанного топлива / Институт исследований энергетики и окружающей среды // Энергетика и безопасность. – 2002. – № 2.
4. Бардаков В.М., Кичигин Г.Н., Строкин Н.А. Масс-сепарация ионов кольцевого плазменного потока // Письма в ЖТФ. – 2010. – Т. 36. – Вып. 4. – С. 75-80.
5. Скибенко Е.И. Физико-технические аспекты создания устройств магнитоплазменного разделения вещества на элементы и их изотопы на основе пучково-плазменного разряда // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Вакуум, чистые материалы, сверхпроводники. – 2009. – №6. – С. 67-85.
6. Изотопы: свойства, получение, применение. В 2 тт. Т. 1 / Под ред. В.Ю. Баранова. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2005. – 600 с.
7. Морозов А.И., Савельев В.В. Осесимметричные плазмооптические масс-сепараторы // Физика плазмы. – 2005. – Т. 31. – № 5. – С. 458-465.
8. Соловьев А.В., Толстогозов А.Б. Определение ионно-оптических характеристик фильтра Вина с однородными ортогональными полями // Журнал технической физики. – 1987. – Т. 57. – Вып. 5. – С. 953-959.
9. Морозов А.И., Лебедев С.В. Плазмотика // Вопросы теории плазмы / Под ред. М.А. Леонтовича. Т. 8. – М.: Атомиздат, 1974. – С. 264.
10. Гришин С.Д., Лесков Л.В., Козлов Н.П. Плазменные ускорители. – М.: Машиностроение, 1983. – С. 204.

Поступила в редакцию 3.02.2011

ОСВОЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ. СОЗДАНИЕ РУ БН-800

Д.Л. Зверев, Б.А. Васильев, В.Ю. Седаков, Н.Г. Кузавков

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород



Основная цель создания реактора БН-800 – отработка технологии замкнутого ядерного топливного цикла. Сделан акцент на мерах по повышению надежности, безопасности и улучшению экономических показателей БН-800 по сравнению с его предшественником БН-600.

Ключевые слова: U-Pu-топливо, замкнутый цикл, подготовка к коммерческому применению, снижение материалоемкости.

Key words: U-Pu-fuel, closed cycle, preparation to the commercial application, reduction in consumption of materials.

ВВЕДЕНИЕ

Созданию технологии быстрых реакторов уделялось большое внимание во всех развитых странах с начала 1950-х гг., поскольку было ясно, что только с их помощью можно решить проблему топливообеспечения атомной энергетики на длительную перспективу. В России работы по быстрым реакторам были начаты в Физико-энергетическом институте под руководством А.И. Лейпунского в начале 50-х гг. В эти годы была создана исследовательская база – реакторы БР-1 (1955 г.), БР-5 (1958 г.) → БР-10 (1983 г.) и опытный реактор БОР-60 (1969 г.). С самого начала в качестве теплоносителя для быстрых реакторов был выбран натрий [1].

Дальнейшая разработка и реализация более крупных проектов энергетических натриевых реакторов БН-350 (1973 г.) и БН-600 (1980 г.) позволили перейти к промышленному освоению данной технологии. Важнейшим этапом промышленного освоения технологии является создание реактора БН-800, сооружение которого ведется на Белоярской АЭС [2].

В 2010 г. принята Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» (ФЦП ЯЭНП), в рамках которой предусматривается проведение НИОКР по проекту перспективного быстрого натриевого реактора нового поколения. Основными разработчиками (ОАО «ОКБМ Африкантов», ОАО «СПб АЭП», ГНЦ РФ-ФЭИ) предлагается в рамках ФЦП ЯЭНП разработать проект реактора электрической мощностью 1200 МВт – БН-1200.

Освоение технологии реакторов БН осуществляется под научным руководством ФЭИ. Главным конструктором всех энергетических реакторов БН является ОКБМ. Основной Генеральный проектировщик АЭС с реакторами БН – СПб АЭП. Из других предприятий, обеспечивающих разработку технологии БН, следует, в первую оче-

© Д.Л. Зверев, Б.А. Васильев, В.Ю. Седаков, Н.Г. Кузавков, 2011

редь, выделить ОКБ «Гидропресс» – конструкция парогенератора, ВНИИНМ – конструкция твэлов и ЦНИИ КМ «Прометей» – конструкционные материалы оборудования РУ.

БАЗА ДЛЯ РАЗРАБОТКИ ПРОЕКТА РУ БН-800

В конструкции сооружаемого в настоящее время реактора БН-800 используются основные технические решения БН-600, подтвержденные 30-летним опытом его эксплуатации.

Конструкторские решения по реакторной установке (РУ) с быстрым натриевым реактором первоначально были разработаны в нашей стране для проекта первого в мире прототипного энергетического реактора БН-350. В этом проекте была применена петлевая схема первого контура. Реактор успешно эксплуатировался с 1973 по 1998 гг. (г. Актау, Казахстан) и был остановлен по причинам, не связанным непосредственно с техническим состоянием установки.

В проект БН-600 для энергоблока №3 Белоярской АЭС (г. Заречный Свердловской обл.) было введено радикальное изменение – переход на интегральную компоновку, т.е. размещение оборудования первого контура в едином баке – корпусе реактора. Это потребовало новых компоновочных решений РУ, а также изменений в конструкции основного оборудования первого контура (промежуточных теплообменников и главных циркуляционных насосов), которое было одновременно усовершенствовано с учетом опыта разработки и эксплуатации БН-350.

Кроме того, в проекте БН-600 вместо корпусных парогенераторов с трубами Фильда применена секционнo-модульная конструкция с прямыми трубами, которая позволяет при межконтурных течах отключать только дефектную секцию без снижения мощности реактора.

Проект РУ БН-600 оказался весьма успешным несмотря на большое количество новых решений (табл. 1) [3–5].

Очень важным результатом проведенных исследований при обосновании продления срока эксплуатации БН-600 является установление возможности сохранения работоспособности при длительной эксплуатации стали X18H9 – основного конструкционного материала, выбранного для РУ БН еще на начальной стадии разработок. Использование этой стали для оборудования РУ типа БН учтено в ряде специальных нормативных документов. Кроме стали X18H9, большие материаловедческие работы выполнены применительно к стали 1X2M, используемой в парогенераторах БН-600.

Разработка и реализация проектов РУ БН-350 и БН-600 позволили создать эффективную проектно-конструкторскую, производственную и эксплуатационную инфраструктуру, которая явилась базой для дальнейшего развития технологии БН.

ЦЕЛЬ СОЗДАНИЯ РЕАКТОРА БН-800 И ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ ЕГО РАЗРАБОТКИ

В качестве топлива в проектах реакторов БН-350 и БН-600 предусматривался оксид обогащенного урана, что было связано с целью максимально быстрого освоения натриевой реакторной технологии. Задачу использования смешанного уран-плутониевого топлива и отработки замкнутого топливного цикла предполагалось решить в рамках нового проекта реактора БН-800. Разработка проекта БН-800 началась сразу после завершения работ по реактору БН-600. Проект прошел следующие основные этапы разработки и лицензирования:

1984 г. – разработан технический проект энергоблока;

1985 г. – согласование Госатомнадзора СССР технического проекта энергобло-

Основные показатели эксплуатации БН-600

Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ)	78% за последние пять лет (близко к КИУМ серийных ВВЭР – 79.9% за тот же период времени), внеплановые потери КИУМ не превышают 0,5%. Плановое время на ППР и перегрузку определяются двумя остановами в год и ремонтом трех турбоагрегатов
Течи натрия	27 течей натрия наружу (из них пять течей радиоактивного натрия) и 12 течей в ПГ. Течи наружу были обусловлены, в основном, отклонениями в качестве изготовления вспомогательных трубопроводов. Последняя течь натрия наружу – в 1994 г., в ПГ – в 1991 г.
Выгорание топлива и продолжительность кампании ТВС	Увеличены среднее выгорание топлива с 42 до 70 МВт-сут/кг, продолжительность кампании ТВС ~ в два раза
Аварийные остановки реактора	Среднее число аварийных остановов реактора на 7000 ч. работы – 0,2 (по АЭС мира – 0.5 – 0.7) за период 2000 – 2009 гг., аварийные остановки реактора отсутствовали
Средний выход радиоактивных газов за последние шесть лет	1% от допустимого уровня (в четыре раза ниже показателя АЭС с ВВЭР за тот же период)
Коллективная доза облучения персонала за последние пять лет	0.54 чел·Зв в год (в два раза ниже аналогичного показателя АЭС с ВВЭР)
Надежность и безопасность	По показателям надежности и безопасности реактор БН–600 конкурентоспособен с серийными тепловыми реакторами
Срок эксплуатации энергоблока	В апреле 2010 г. реактор отработал проектный срок службы 30 лет. Обосновано продление срока службы до 45-ти лет и получена лицензия Ростехнадзора на эксплуатацию до 31.03.2020 г.

ка, начало работ по сооружению двух энергоблоков;
 1989–1993 гг. – экологическая экспертиза, экспертизы Госплана, Госсаннадзора, Госпожнадзора, Минэкономики;
 1990 г. – экспертиза комиссии Академии наук СССР;
 1993 г. – доработка проекта в соответствии с новыми нормативными требованиями (ОПБ-88 и ПБЯ РУ АС-89) и с учетом замечаний комиссии АН СССР;
 1994–1997 гг. – экспертиза Госатомнадзора Российской Федерации.

В связи с Чернобыльской аварией работы по сооружению первых энергоблоков на площадке Белоярской АЭС и Южно-Уральской площадке были прекращены в 1986 г. Тем не менее, работы по проекту БН-800 продолжались. Технические решения по проекту были окончательно приняты в 1990-е гг. с учетом новых нормативных требований к безопасности АЭС и возможного улучшения экономических показателей. Проведенные в 1990 г. работы в этих направлениях были признаны успешными. В 1997 г. была получена лицензия на возобновление сооружения БН-800 на площадке Белоярской АЭС, а в 1998 г. – лицензия для Южно-Уральской АЭС. Это были первые лицензии на сооружение АЭС в России после Чернобыльской аварии.

В 2006 г. правительством РФ утверждена Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на период 2007–2010 г. и на перспективу до 2015 г.», в которой важное значение придавалось раз-

виту быстрых реакторов. В этом же году по Решению Правительства РФ было возобновлено сооружение четвертого энергоблока Белоярской АЭС с РУ БН-800 [6].

ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БН-800

В таблице 2 и на рисунке 1 приведены основные технические характеристики РУ БН-800 в сравнении с БН-600 и принципиальная схема РУ.

Компоновка и основные технические характеристики РУ БН-800 незначитель-

Таблица 2

Основные технические характеристики РУ БН-800 в сравнении с БН-600

Характеристика	Значение	
	БН-600*	БН-800
Номинальная тепловая мощность, МВт	1470	2100
Количество теплоотводящих петель, шт	3	
Температура теплоносителя по первому контуру на входе/выходе ПТО, °С	550/377	547/354
Избыточное давление в газовом объеме реактора, МПа	0,054	0.054
Температура теплоносителя по второму контуру на входе/выходе ПГ, °С	518/328	505/309
Параметры третьего контура		
- температура острого пара, °С	505	490
- давление острого пара, МПа	14	14
- температура питательной воды, °С	240	210
Удельная масса РУ, т/МВт(э)	13,0	9,7
Срок службы РУ, год	45	45
КИУМ	0,77–0,8	0,85

*Фактические параметры натрия и воды (пара) в петлях теплообмена РУ БН-600 могут незначительно отличаться от приведенных проектных значений в зависимости от условий эксплуатации.

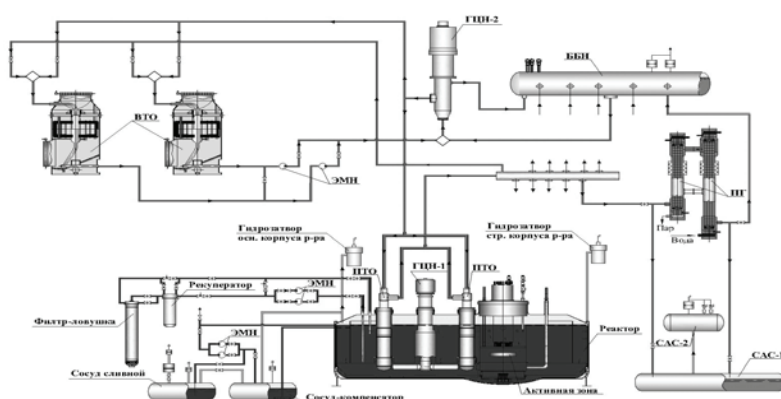


Рис. 1. Принципиальная схема РУ БН-800: ВТО – воздушный теплообменник системы аварийного отвода тепла; ЭМН – электромагнитный насос; ГЦН-2 – главный циркуляционный насос теплоотводящей петли второго контура; ББН – бак буферный натриевый; ПГ – парогенератор; САС-1,2 – сосуды аварийного сброса; ПТО – промежуточный теплообменник; ГЦН-1 – главный циркуляционный насос теплоотводящей петли первого контура

но отличаются от принятых для РУ БН-600. Однако, используя выявленные запасы и некоторые усовершенствования, мощность реактора удалось форсировать на ~ 40%, что обеспечило улучшение технико-экономических показателей энергоблока. Для этой же цели количество турбоагрегатов было уменьшено с трех до одного. Последнее позволяет также рассчитывать на увеличение КИУМ в БН-800 до 0,85.

В проекте БН-800 при сохранении принципа секционности ПГ уменьшено количество модулей путем исключения натриевого промежуточного перегрева, что позволило повысить его надежность, а также упростить разводку трубопроводов подогреваемого пара и использовать стандартную конструкцию пароперегревателя. В целом это решение было признано оптимальным, несмотря на некоторое снижение КПД.

Несколько снижены температуры натрия по контурам в связи с использованием хромистой стали в пароперегревательных модулях вместо нержавеющей стали, которая подвержена межкристаллитной коррозии под напряжением при попадании влаги в теплопередающую поверхность.

Принятые в проекте БН-800 новые решения направлены прежде всего на повышение уровня безопасности и улучшение экономических показателей (табл. 3) [7, 8].

Введенные усовершенствования позволили довести проект БН-800 по уровню

Таблица 3

Усовершенствования в проекте реактора БН-800

Мощность реактора, МВт(э)	Увеличена с 600 до 880 МВт (46%) при близком диаметре корпуса реактора по сравнению с БН-600 (~13 м)
Удельная материалоемкость	Снижена на 25% по сравнению с БН-600
КИУМ	Увеличен до 85%, в основном, за счет уменьшения времени на обслуживание и ремонт оборудования (использование одного турбоагрегата вместо трех в БН-600)
Безопасность	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Введена система аварийного отвода тепла с воздушным теплообменником, подключенным ко второму контуру. ▪ Разработана активная зона с натриевым пустотным эффектом реактивности, близким к нулевому значению. ▪ Предусмотрены пассивные гидравлически взвешенные стержни аварийной защиты. ▪ Встроен поддон под напорной камерой для улавливания кориума при плавлении активной зоны в случае тяжелой аварии
Обращение с топливом	В системе перегрузки исключены ручные операции со свежими ТВС (с учетом смешанного U-Pu оксидного топлива – МОКС)
Выгорание топлива	Планируется последовательное увеличение с ~70 до 100 МВт·сут/кг и выше по мере освоения новых конструкционных материалов

безопасности до требований, предъявляемых к перспективным ядерным энергоблокам (в частности, неотселение населения при любых авариях, учитываемых в проекте).

Проект БН-800 ориентирован на использование МОКС-топлива с обеспечением возможности перехода в перспективе к высокоплотному нитриднему топливу (для начальной загрузки активной зоны с учетом степени готовности производства МОКС-топлива возможно использование гибридной активной зоны, состоящей из ТВС с UO₂ и ТВС с PuO₂). За весь период разработки проекта БН-800 был выполнен значительный объем НИОКР по совершенствованию технологий изготов-

ления конструкционных элементов активной зоны, разработке новых материалов и топливных композиций [9]. На первый период работы реактора предусматривается использование оболочек твэлов из освоенной в БН-600 аустенитной стали ЧС-68 х.д., обеспечивающей возможность достижения максимального выгорания 10% т.а. (повреждающая доза при использовании МОКС-топлива около 90 сна). В дальнейшем планируется использовать усовершенствованную аустенитную сталь ЭК-164 х.д., позволяющую увеличить максимальное выгорание до 13% т.а., а затем – стали ферритно-мартенситного класса. Для чехлов ТВС так же, как в реакторе БН-600, будет использоваться ферритно-мартенситная сталь ЭП-450. В обоснование применения новых сталей для оболочек твэлов проводятся соответствующие экспериментальные исследования с использованием реактора БН-600.

Из изложенного следует, что сооружение реактора БН-800 не только обеспечит отработку элементов технологии замкнутого топливного цикла, но и позволит проверить эффективность новых технических решений. Решение комплекса задач, которое обеспечивает реализация проекта БН-800, позволяет перейти к созданию серийного быстрого реактора БН-1200 и промышленной инфраструктуры замкнутого топливного цикла.

РАЗВИТИЕ НОРМАТИВНО-МЕТОДОЛОГИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТА БН-800

Начало разработки проекта БН-800 основывалось на базе первых редакций специальных норм и правил для атомной энергетики, а также нормативных документов (НД), разработанных для общепромышленных объектов (строительные нормы и правила, государственные стандарты, инструкции).

Накопленный опыт разработки проектов и эксплуатации тепловых и быстрых реакторов (БН-350, БН-600), разработка проектов следующего поколения, включая проект БН-800, и ужесточение требований к обеспечению безопасности предопределили необходимость развития НД. Так, в НД были введены следующие важные требования, которые учитывались в процессе разработки и лицензирования проекта БН-800:

- принцип глубокоэшелонированной защиты;
- классификационные требования по влиянию на безопасность и вытекающие из этого требования к обоснованию элементов разного класса;
- требования по учету внутренних и внешних (природных и техногенных) воздействий;
- учет сейсмических воздействий;
- требования по учету запроектных аварий;
- вероятностные показатели безопасности и требования к выполнению вероятностных анализов безопасности;
- принципы резервирования систем и оборудования исходя из принципа единичного отказа, введены требования по организации многоканальности систем и их физическому разделению;
- требование по предупреждению или защите систем (элементов) от отказов по общей причине;
- рекомендация о предпочтительном использовании пассивных устройств и свойств внутренней самозащищенности;
- требование по организации резервного пункта (щита) управления;
- требование по внедрению средств, с помощью которых исключаются единичные ошибки персонала или ослабляются их последствия.

Учтена специфика быстрых натриевых реакторов в требованиях

- по ядерной и радиационной безопасности (ПБЯ РУ АЭС-89, СП АС-03);

- по проектированию оборудования и трубопроводов (ПН АЭ Г-7-008-89);
- к сварным соединениям и наплавкам и их контролю (ПН АЭ Г-7-009-89, ПН АЭ Г-7-010-89);
- к чистоте деталей, сборочных единиц узлов и комплексов (РД-95.10046-89);
- по определению механических свойств и химического состава металла шва и сварных соединений, методические указания (РД-5.90.2430-86);
- по термической обработке заготовок, деталей и сварных узлов из аустенитных сталей для оборудования атомных энергетических установок с реакторами на быстрых нейтронах (РД5-90.2509-87);
- к нормам расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПН АЭ Г-7-002-86).

Разработаны «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами на быстрых нейтронах» (НП-018-05).

При выполнении работ по продлению срока эксплуатации реактора БН-600 разработана «Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» (РД ЭО 1.1.2.09.0714-2007).

Совершенствование НД будет осуществляться в дальнейшем по мере возможного ужесточения требований по ядерной и радиационной безопасности и учета специфики БН применительно к перспективным проектам.

В процессе разработки и лицензирования проекта БН-800 было развито также программно-методическое обеспечение:

- усовершенствованы использованные ранее и развиты новые коды для расчетов нейтронно-физических и теплофизических характеристик активной зоны, радиационной защиты и анализа безопасности;
- осуществлен переход на трехмерные коды (ANSIS, Flow Vision, CFD) для расчета распределения температур и напряжений в конструкциях, полей температур и скоростей в натриевых потоках.

СООРУЖЕНИЕ ЭНЕРГОБЛОКА БН-800

Объем освоенных капиталовложений в сооружение энергоблока на настоящее время составляет ~30 % от полных расчетных затрат [8].

Общий вид строительной площадки IV блока БАЭС на май 2010 г. показан на рис. 2

Особенностью БН с интегральной компоновкой является корпус реактора с габаритами, не позволяющими выполнять его изготовление в заводских условиях. В связи с этим на монтажной площадке введен в эксплуатацию в 2008 г. отдельный корпус сборки реактора, в котором ведутся работы по укрупнению узлов корпуса реактора в восемь монтажных блоков. Это дает возможность существенно ускорить монтаж реактора в шахте и одновременно обеспечить требуемое качество сборочно-сварочных работ без задержки сооружения главного корпуса энергоблока.

Работы по укрупнению сборки корпуса реактора иллюстрируются рис. 3. 4. На рисунке 5 показан монтаж шахты реактора, на рис. 6 – транспортировка первого укрупненного узла из корпуса сборки к шахте реактора.

Для обеспечения единого порядка и качества проектирования, изготовления и поставки оборудования, монтажа, наладки и эксплуатации оборудования было принято решение о комплектной поставке оборудования РУ БН-800. Комплектным поставщиком было определено ОАО «ОКБМ Африкантов».

Изготовление оборудования РУ БН-800 ведется целиком на российских предприятиях – всего привлечено около 25-ти крупных заводов.



Рис. 2. Общий вид строительной площадки БН-800



Рис. 3. Укрупнительная сборка днища корпуса реактора

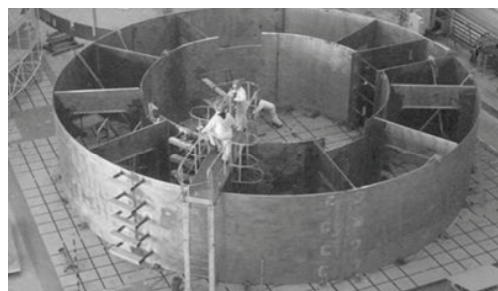


Рис. 4. Укрупнительная сборка опорного пояса

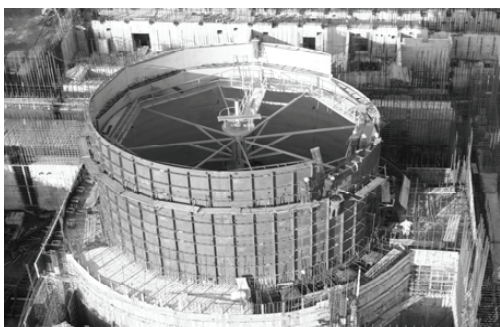


Рис. 5. Монтаж шахты реактора



Рис. 6. Транспортировка блока корпуса реактора

В процессе подготовки производства и при изготовлении оборудования были восстановлены или разработаны вновь уникальные технологии изготовления изделий из стали аустенитного класса:

- горячей штамповки горловин корпуса реактора;
- доизготовления корпуса реактора в монтажные блоки непосредственно на монтажной площадке;
- труб и фасонных деталей большого диаметра ($\varnothing 600, 800, 900$ мм) и оребренных гнутых труб системы аварийного расхолаживания;
- пространственной гибки (в трех плоскостях) труб для теплообменного оборудования;

- поковок больших размеров (до 2,0 м, толщиной до 250 мм).

Создана промышленная линия по нанесению покрытия методом диффузионного хромирования с последующей нитридизацией.

Восстановлено изготовление электродвигателей с системой управления для насосов I и II контуров мощностью соответственно 5 и 2,5 МВт, электромагнитных насосов для перекачки натрия производительностью до 430 м³/ч с естественным воздушным охлаждением.

Положительную роль в восстановлении производственной базы предприятий сыграл проект китайского экспериментального реактора CEFR, разработка проекта которого и поставка большой номенклатуры оборудования осуществлялась по контракту с КНР.

Распределение поставляемого оборудования по заводам-изготовителям приведено в табл. 4.

Таблица 4

Распределение поставляемого оборудования по заводам-изготовителям

Предприятие	Номенклатура поставляемого оборудования
ОКБМ	Элементы корпуса реактора, главные циркуляционные насосы, исполнительные механизмы СУЗ, наклонные подъемники, элементы поворотных пробок, элеваторы, механизмы и оборудование системы перегрузки топлива
ЗиО-Подольск	Корпус реактора, баки 150 м ³ , парогенераторы, теплообменники охлаждения барабана отработанных сборок
Балтийский завод	Промежуточные теплообменники I – II контуров
Уралхиммаш	Облицовка шахты, баки 100 и 10 м ³
Гидросталь	Гидрозатворы, люки, стеллажи
Севмаш	Отдельные элементы пробок поворотных, проходки труб в бетоне шахты
БАСЭТ	Оребренные трубы, ВТО
Красный гидропресс, Энергомаш, ЗиО-Подольск	Трубопроводы второго контура, трубопроводы САРХ, подвески, сильфонные компенсаторы
НИИЭФА	Электромагнитные насосы
ЦКБА	Натриевая арматура, натриевые задвижки Ду300, узлы дистанционного управления арматурой
ФЭИ	Магнитные системы расходомеров, испытания на натриевых стендах арматуры и расходомеров
Машпроект Уральский завод нестандартного оборудования, Полесье	Отдельное оборудование перегрузочного тракта
НПЦ «Элегия»	Подвески ионизационных камер (внутрибаковых, забаковых)
Машзавод, ЗиО-Подольск	Имитаторы ТВС, комплект гильз СУЗ
Кировэнергомаш, Нижегородский машиностроительный завод	Поворотные пробки
Югпромсервис	Фильтры-ловушки, рекуператоры
Уралэнергомонтаж	Теплоизоляция корпуса, перегрузочный бокс

К июню 2010 г. размещено в изготовление 96% оборудования, поставлено 36 единиц оборудования (45%). Поставлены и смонтированы металлоконструкции облицовки шахты реактора, баки-компенсаторы, наклонные подъемники и другое оборудование, обеспечивающее последовательность сооружения энергоблока. В 2010 г. будет поставлена 81 единица оборудования (65%), а поставка остального будет завершена в 2011 г.

ОКБМ координирует также работы по обеспечению разработки и поставки натриевых контрольно-измерительных приборов, перечень которых и распределение по заводам-изготовителям представлены в табл. 5.

Кроме того, реактор оснащается следующими контрольно-измерительными устройствами:

- индикаторами положения элементов корпуса для контроля температурных перемещений оборудования и трубопроводов;

Таблица 5

**Перечень контрольно-измерительных приборов
и распределение их по заводам-изготовителям**

Номенклатура поставляемого оборудования	Предприятие-поставщик (соисполнитель)
Преобразователи термоэлектрические типа для измерения температуры жидкого натрия	ФГУП «НИИ НПО «Луч», г. Подольск (ОАО «НИКИЭТ им. Доллежалея», г. Москва)
Датчики давления высокотемпературной натриевой среды	ОАО «НИИ Теплоприбор», г. Москва
Индикаторы расхода натрия электромагнитного типа для контроля расхода натрия в трубопроводах	ОАО «НИИ Теплоприбор», г. Москва.
Сигнализаторы наличия или отсутствия натрия в трубопроводах	ОАО «НИИ Теплоприбор», г. Москва
Сигнализаторы течи натрия в корпусах оборудования или страховочных кожухах трубопроводов	ОАО «НИИ Теплоприбор», г. Москва.
Система измерения расхода натрия по петлям первого контура	ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск
Система измерения расхода натрия через ТВС активной зоны при перегрузке	ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород)
Индуктивный уровнемер для контроля уровня натрия в корпусе реактора, в баках главных циркуляционных насосов I и II контуров	ОАО «НИИ Теплоприбор», г. Москва (ОАО «Пирамида», г. Смоленск, ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород)
Гибкий уровнемер для контроля уровня натрия в баках вспомогательных систем I и II контуров	ПФ ФГУП «НИИ НПО «Луч», г. Протвино (ООО НПП «Флоу-Спектр», г. Обнинск)
Уровнемер для контроля уровня натрия в буферном баке	ПФ ФГУП «НИИ НПО «Луч», г. Протвино (ООО НПП «Флоу-Спектр», г. Обнинск)
Приборы для системы автоматической защиты парогенератора (испытания на стендах ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ): - средства индикации газообразного водорода в натрии; - расходомер для контроля расхода натрия в трубопроводах диаметром до DN300; - блок датчика для контроля концентрации водорода в натрии и в инертном газе	ПФ ФГУП «НИИ НПО «Луч», г. Протвино (ООО НПП «Флоу-Спектр», г. Обнинск) Те же Те же

- системами для контроля состояния твэлов;
- системой контроля за состоянием металла в процессе эксплуатации;
- петлей спектрометрии и пробоотборниками для контроля качества теплоносителя;
- пробоотборниками газа для контроля газа над уровнем теплоносителя.

Вопросы поставки автоматической системы управления (АСУ), вентиляционного, электротехнического и другого оборудования будут решены по аналогии с поставками такого же оборудования для других атомных станций, сооружаемых в настоящее время и пущенных в эксплуатацию в последние годы (Калининская, Волгодонская и др.), поскольку их основой является однотипное оборудование.

Следует отметить, что сооружение БН-800 обеспечивает решение важнейшей практической задачи – восстановление и развитие технологий создания энергетических реакторов БН, что является одним из необходимых условий для перехода к их коммерциализации.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ И РАЗВИТИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ

Экспериментальная база развивалась и совершенствовалась по мере развития технологии быстрых натриевых реакторов. Основа этой базы, созданная при разработке проектов БН-350 и БН-600, использовалась для проекта БН-800 и определила ее современное состояние. В таблице 6 представлены основной перечень созданных стендов и их назначение

Для получения служебных характеристик конструкционных материалов оборудования РУ используется экспериментальная база ЦНИИ КМ «Прометей».

Отработка смешанного уран-плутониевого топлива ведется с использованием экспериментальных установок, имеющихся во ВНИИНМ, НИИАР и ФЭИ.

Уникальные возможности для проведения экспериментальных исследований по РУ БН, в первую очередь, в части испытаний твэлов, обеспечены наличием действующих быстрых натриевых реакторов БОР-60 и БН-800.

Созданная экспериментальная база с проведением необходимой модернизации и доработок, в основном, обеспечит проведение НИОКР по проекту перспективного реактора БН-1200.

При разработке реактора БН-1200, выполненной к настоящему времени на уровне эскизного проекта, сохранена преемственность по принципиальным техническим решениям, положительно зарекомендовавшим себя в БН-600 и примененным в БН-800. Одновременно, для улучшения технико-экономических показателей и повышения уровня безопасности введен ряд новых технических решений [7–12].

Имеющиеся возможности по разработке проекта БН-1200, включая существующую экспериментальную базу, позволяют реализовать этот проект до 2020 г. Степень надежности проекта должна обеспечить условия для коммерциализации проекта с началом серийного сооружения таких энергоблоков непосредственно после 2020 г.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проект БН-800 разработан на основе успешного опыта НИОКР по направлению БН, в первую очередь, опыта создания и эксплуатации реактора БН-600.

Реализация проекта БН-800 является важнейшим этапом в освоении технологии быстрых натриевых реакторов. С учетом работ, выполненных по этому проекту, можно утверждать, что технология быстрых натриевых реакторов готова к коммерческому освоению:

Таблица 6

Основные стенды для проведения исследований по РУ БН

Перечень стендов (размещение)	Назначение
БФС (ФЗИ)	Исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны
6-Б (ФЗИ)	Исследования процессов теплообмена и гидродинамики в ТВС
СТ - 1545 (ОКБМ)	Исследование гидравлических характеристик сборок активной зоны, измерение протечек через уплотняющие устройства, отработка конструкции гидравлически взвешенных стержней ПАЗ
СПРУТ (ФЗИ)	Исследование парогенераторов
ПРОТВА - 1 (ФЗИ)	Исследование физико - химических процессов в системе Na-конструкционные материалы и отработка методов и приборов контроля содержания примесей в натрии
ТО (ФЗИ)	Отработка и обоснование характеристик комбинированной сборки пассивной аварийной защиты на гидравлическом и тепловом принципах срабатывания
ПОДДОН (ОКБМ)	Исследования по отводу тепла от поддона для улавливания кориума при плавлении активной зоны в случае тяжелой аварии
АР-1 (ФЗИ)	Исследования по кипению натрия
СТ-1421 (ОКБМ)	Испытания модельных ГЦН
СТ-1477 (ОКБМ)	Проведение комплекса полномасштабных испытаний на воде ГЦН первого и второго контуров с одновременным комплексным испытанием и сертификацией электроприводов ГЦН в реальных условиях нагружения при различных режимах работы
СТ-1861 (ОКБМ)	Функциональные и ресурсные испытания ИМ СУЗ АЗ, КС, РС
Стенд САЗ (ФЗИ). Пуск в эксплуатацию планируется в 2011г.	Изучение способов контроля течи воды (пара) в натрий, обоснование эффективности системы автоматической защиты парогенератора при разуплотнении его теплообменной поверхности. Исследование режимов работы основного оборудования и разработка программы управления оборудованием стенда в аварийных ситуациях. Отработка методов интенсивной очистки натриевого контура от продуктов реакции натрия с водой

- разработаны и апробированы технические решения по основному оборудованию и компоновке РУ;
- созданы и обоснованы основные конструкционные материалы, определены направления их дальнейшего совершенствования;
- разработана нормативно-методологическая база, созданы современные расчетные коды для обоснования проектных характеристик и безопасности быстрых натриевых реакторов;
- сохранена в достаточной степени для использования при разработке новых проектов обширная экспериментальная база, созданная в обоснование проектов БН;
- восстановлены или разработаны вновь уникальные технологии изготовления оборудования и специфических контрольно-измерительных приборов, создана устойчивая кооперация российских предприятий по их изготовлению, решаются вопросы кадровой политики.

Основной целью создания реактора БН-800 является освоение смешанного уран-плутониевого топлива, создание основ замкнутого топливного цикла и под-

тверждение технических решений по безопасности, которые намечено использовать и в перспективном проекте БН-1200.

Целью проекта БН-1200 является создание до 2020 г. головного энергоблока с высокими технико-экономическими показателями и показателями безопасности, удовлетворяющего требованиям к установкам IV поколения, для последующего серийного сооружения энергоблоков данного типа.

Накопленный опыт разработки и эксплуатации БН в России свидетельствует о зрелости натриевой технологии и ее способности достичь целей, поставленных ФЦП ЯЭНП: решение проблемы топливообеспечения атомной энергетики на длительную перспективу, создание структуры замкнутого топливного цикла в промышленном масштабе, снижение объемов радиоактивных отходов за счет переработки ОЯТ ВВЭР и использования выделенных из него плутония и младших актинидов.

Литература

1. Поплавский В.М. Быстрые реакторы. Состояние и перспективы//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 327-335.
2. Сараев О.М., Ошканов Н.Н., Зродников А.В. и др.//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 191 – 197.
3. Ошканов Н., Говоров П., Кузнецов А. 28 лет эксплуатации. Энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600: основные технико-экономические показатели//Росэнергоатом. 2008. – № 8. – С. 34-37.
4. Ошканов Н.Н., Сараев О.М., Баканов М.В. и др. 30-летний опыт эксплуатации натриевого быстрого реактора БН-600//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 186-191.
5. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Потапов О.А. Опыт эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 342-346.
6. Носков Ю.В. Второе рождение БН-800//Росэнергоатом. – 2008. – № 11. – С. 15-17.
7. Костин В.И., Васильев Б.А. Задачи сооружения БН-800 и возможности создания перспективных быстрых реакторов//Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – Вып. 1. – С. 21-26.
8. Сараев О.М., Носков Ю.В., Зверев Д.Л. и др. Обоснование проекта и состояние сооружения энергоблока БН-800//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 197-201.
9. Шкабура И. Время быстрых//Росэнергоатом. – 2009. – № 12. – С. 6-11.
10. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М., Багдасаров Ю.Е. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-206.
11. Васильев Б.А., Каманин Ю.Л., Гладков В.В. и др. Совершенствование оборудования реакторных установок на быстрых нейтронах//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 241-245.
12. Васильев Б.А., Тимофеев А.В., Любимов М.А. и др. Компонентные и конструктивные решения системы перегрузки перспективного реактора БН//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 246-249.

Поступила в редакцию 14.10.2010

МОДЕЛИРОВАНИЕ АГРЕГАТОВ БЕСПЕРЕБОЙНОГО ПИТАНИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

К.К. Крутиков*, В.В. Рожков*, В.Н. Иванов, Е.А. Перфильев****

*Филиал ГОУВПО «МЭИ (ТУ)» в г. Смоленске

**Филиал концерна «Росэнергоатом» «Смоленская атомная станция»



В среде MatLab разработан пакет моделей агрегатов бесперебойного питания для атомных электростанций. Дается сравнительный анализ силовых схем и принципов управления агрегатов бесперебойного питания, выпускаемых разными фирмами. Приводятся результаты моделирования варианта АБП по одному из возможных сценариев работы. Даются выводы, облегчающие выбор оптимального варианта исполнения АБП.

Ключевые слова: управляемый выпрямитель, транзисторный автономный инвертор напряжения, агрегат бесперебойного питания, моделирование преобразователей, широтно-импульсная модуляция, регуляторы.

Key words: operated rectifier, voltage-source inverter, unit power supply, modeling of converters, pulse-width modulation, regulators.

Необходимое условие безопасности основного оборудования АЭС достигается многократным резервированием каналов электропитания нагрузок от нескольких независимых сетей [1–5]. Комплекс устройств, включающий в себя управляемый выпрямитель (УВ), фильтр выпрямителя (ФВ), аккумуляторную батарею (АБ), автономный инвертор (АИ), а также устройства автоматического переключения с одной сети – инверторной на другую – байпасную (АПУ-и, АПУ-б) и обратно, составляют агрегат бесперебойного питания (АБП) – рис. 1. Питание нагрузки при этом может осуществляться от инверторной сети, формируемой через входную сеть С1, УВ, АБ и АИ, или байпасной сети (С2). Коммутационные аппараты (К1–К5) обеспечивают разнообразные регламентные и ремонтные переключения в схеме. В штатном режиме все они замкнуты.

Схемы УВ большинства производителей схожи, а схемы выпускаемых АИ и их силовые ключи могут быть различными. В настоящее время в АБП применяются комбинированные тиристорные схемы АИ [1, 2]. При модернизации на Смоленской АЭС они заменяются современным поколением трехфазных мостовых транзисторных автономных инверторов напряжения (АИН) с широтно-импульсной модуляцией (ШИМ) [3–5]. В качестве АПУ продолжают применяться тиристорные ключи с их встречно-параллельным соединением.

Оборудование АБП для АЭС разрабатывается и наполняет рынок в условиях жесткой конкуренции [4]. Среди производителей АБП на рынке России и СНГ в

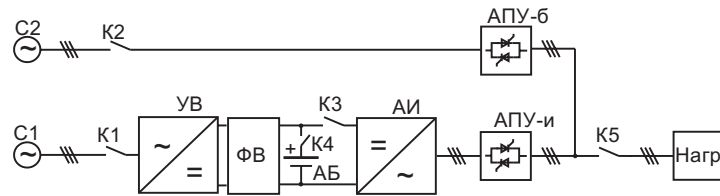


Рис. 1

настоящее время наиболее известны APC, Benning, Eaton Powerware, Gutor, General Electric, MGE, Mustek, PowerCom.

Различия принятых схемотехнических решений состоят в следующем:

- УВ выполняется как тиристорный с шестипульсным выходом либо как комбинированный двухмостовой с двенадцатипульсным выпрямлением, либо как транзисторный активный;
- АИ изготавливается как АИН с однофазными транзисторными ячейками, объединенными по выходу в трехфазную схему (12 ключей) с применением трех однофазных трансформаторов, либо по трехфазной мостовой схеме (6 ключей) и трехфазным выходным трансформатором;
- выходной инверторный трансформатор может выполняться по схемам $Y-Y$ или $\Delta-Y$;
- в принципах построения и элементной базе регуляторов систем управления для УВ и АИ;
- в составе сервисных функций визуализации, возможности управления по локальной сети.

Так, например, традиционный тиристорный мостовой выпрямитель производится фирмой Benning [7], двухмостовой выпрямитель с двенадцатипульсным выходом – Gutor [3], транзисторный активный выпрямитель, уменьшающий искажения в питающей сети, – Eaton Power Ware [5]. Инверторы с однофазными транзисторными ячейками производятся компанией Gutor, трехфазные мостовые шестиключевые инверторы – большинством других фирм. Подробные технические решения и детали, касающиеся построения схем управления преобразователями для АБП, для широкого потребителя в открытых каналах информации не приводятся.

Схема оборудования для АБП, поставляемого фирмой Benning на Смоленскую АЭС, представлена на рис. 2. Инверторные и байпасные тиристорные АПУ, показанные на схеме рис. 1, здесь отсутствуют, хотя конструктивно установлены в шкафу инвертора. Пунктиром на схеме обозначено оборудование АЭС, не входящее в АБП.

Схемы АБП прежних исполнений были досконально изучены, имелись испытательные стенды, подробная техническая документация устройств, научно-методическая литература. Сегодняшняя ситуация по этим вопросам значительно сложнее. Документация представляется фирмами-изготовителями менее подробной; в ней, как правило, не приведены принципы работы схем и устройств. Практически отсутствует техническая литература по современным схемам АБП. Возможность

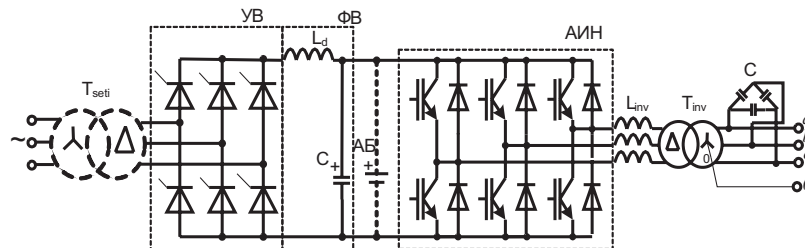


Рис. 2

иметь в лабораториях АЭС дополнительные блоки АБП для целей тренинга [6] ограничивается по экономическим соображениям.

Эти недостатки в значительной степени можно устранить созданием компьютерных моделей АБП, адекватно имитирующих все важнейшие режимы его работы. Наличие таких моделей и их эффективное использование как тренажеров дает возможность, кроме перечисленного, вести на равных переговоры с фирмами-изготовителями, грамотно формулировать технические требования на поставляемое оборудование, тщательно осмысливая все решения и возможные последствия.

Перед вводом АБП в эксплуатацию проводится комплекс испытаний. С использованием моделей можно вначале эти испытания отработать виртуально, подготовив тем самым персонал к реальному физическому эксперименту.

В статье представлены разработанные компьютерные модели АБП, методики их применения как тренажера для персонала АЭС, результаты моделирования, имеющие практическое значение.

В созданные тренажеры входят модели различных сетей с их параметрами; модели собственно АБП с разными вариантами топологии силовых схем (существующей, модернизируемой); модели нагрузок различного характера; модели различных алгоритмов управления всеми устройствами АБП, модели синхронизации инвертора с обводной сетью; модели различных штатных и аварийных ситуаций – короткие замыкания в нагрузке, обрывы цепей, нарушение функционирования силовых ключей.

По-видимому, нет смысла иметь модель со случайным характером набора ситуаций в работе АБП. Достаточно рассмотреть программируемое развитие событий. Первый вариант может быть таким:

- первичное включение выпрямителя и начальный заряд аккумуляторной батареи при отключенном инверторе;
- подключение инвертора ко входу постоянного тока в режиме холостого хода,
- включение нагрузки;
- изменение величины и характера нагрузки;
- короткие замыкания в нагрузке – симметричные или несимметричные;
- отключение сети, питающей выпрямитель;
- восстановление питающей сети.

В этих режимах можно обнаружить влияние принятой топологии силовых цепей разных производителей, настройки их элементов. Здесь же могут исследоваться влияния коэффициентов настройки регуляторов УВ и АИН. Можно исследовать условия подзаряда аккумуляторной батареи, качество выходной сети при изменениях со стороны входной сети и нагрузки, динамику процессов отработки скачков (длительности переходных процессов, уровни отклонений).

Второй вариант:

- питание заданной нагрузки от инверторной сети при наличии подзаряда аккумулятора и без такового;
- переход к питанию от инверторной сети к байпасной (обводной) по команде перехода;
- обратный переход питания от обводной сети к инверторной.

В этом режиме можно уделить внимание синхронизации инверторной сети с обводной, оптимальным алгоритмам управления тиристорами АПУ с целью исключения перерывов питания, возмущений нагрузки и сетей при возможных фазовых рассогласованиях. Здесь же можно проследить за стабилизацией напряжения на выходных клеммах инверторной сети при резких скачках нагрузки и пропадании подзаряда аккумуляторной батареи.

Разработанные модели позволяют рассмотреть и многие другие ситуации: аварии в элементах инверторной сети, различного типа короткие замыкания нагруз-

ки, отклонения напряжения сети, питающей выпрямитель, и т.д.

Работа моделей происходит при имитации реального времени.

Документальное представление результатов моделирования возможно в принятых стандартных формах.

Разработанная в среде MatLab универсальная базовая модель варианта выпрямительно-инверторного оборудования АБП (рис. 2) с транзисторным АИН показана на рис. 3.

В ней имеются все элементы, описанные выше, с конкретизацией решений, принятых производителем оборудования:

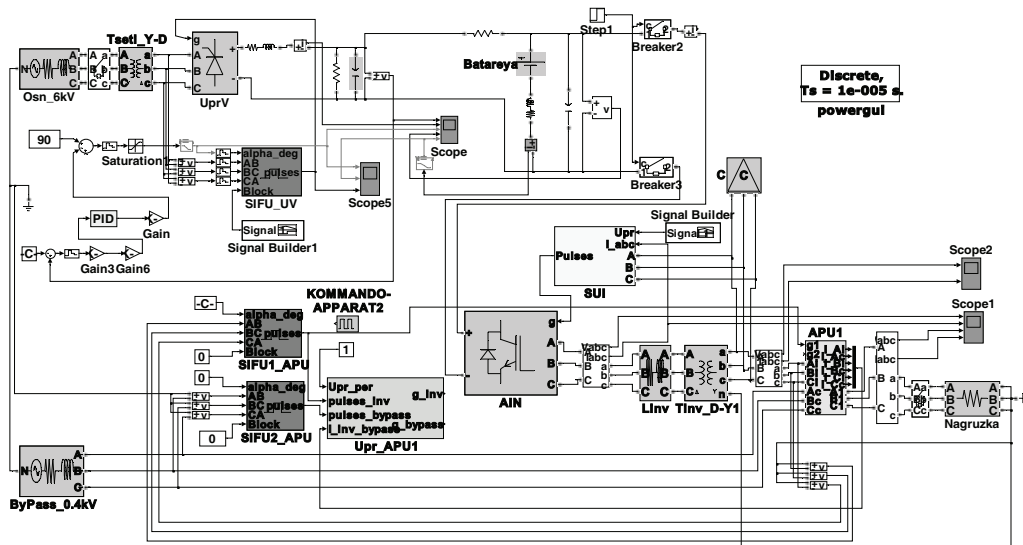


Рис. 3

- управляемый тиристорный выпрямитель (UprV), выполненный по трехфазной 6-пульсной мостовой схеме, питание которого осуществляется от понижающего трансформатора 6кВ/0.22кВ, являющегося одной из двух независимых сетей (трансформатор показан как Tset1);
- замкнутая система управления тиристорами УВ с обратной связью по напряжению и ПИД- регулятором (показана субмоделью SIFU UV и элементами регулятора PID);
- LC-фильтр выпрямителя с реальными параметрами (дроссель $L = 1.79$ мГн; конденсатор $C = 8800$ мкФ);
- аккумуляторная батарея с номинальным напряжением 220 В (Batareya);
- автономный транзисторный инвертор напряжения (субмодель AIN);
- замкнутая система управления транзисторными ключами инвертора в режиме высокочастотных переключений или на несущей частоте, или в скользящих режимах с релейным регулятором (субмодель SUI);
- трехфазный продольный дроссель на выходе инвертора 6 мкГн (LinV);
- трехфазный повышающий выходной трансформатор 140 В/400 В по схеме Δ -Y (TinV Δ -Y);
- батарея конденсаторов 110–330 мкФ на выходе инверторной сети по схеме Δ (субмодель C);
- автоматические переключающие устройства инверторной и байпасной сетей (субмодель APU1);
- схемы управления тиристорами инверторного и байпасного АПУ (субмодели SIFU1 APU и SIFU2 APU);

- логический блок управления двумя АПУ (субмодель Upg APU1);
- трехфазная нагрузка (Nagruzka);
- трехфазная питающая основная сеть C1 6 кВ (SI 6kV);
- байпасная обводная трехфазная сеть C2 380 В (By Pass 0.4 kV);
- коммутационная аппаратура, осуществляющая необходимые переключения в соответствии с рассматриваемыми режимами развития событий во времени. Она смоделирована аппаратно в виде силовых ключей, командоаппарата и программно в виде блоков Signal Builder1 и Signal Builder2, блокирующих импульсы управления выпрямителем и инвертором в нужные интервалы времени.

Данная модель может использоваться во всех опытах.

Моделирование переходов питания с инверторной сети на обводную и обратно можно производить и по упрощенной схеме, где главное внимание нужно уделить работе АПУ, когда осуществляется бесперебойное питание при отсутствии возмущений как для нагрузки, так и сетей. Инверторная сеть в этих экспериментах может быть представлена упрощенно как трехфазный источник с эквивалентными параметрами и фазовым рассогласованием с обводной сетью. При этом

- отключение выходящей из работы сети должно происходить в моменты перехода фазных токов через ноль для исключения коммутационных перенапряжений на имеющихся индуктивностях;

- включение вступающей в работу сети по каждой из фаз не должно происходить ранее отключения одноименных фаз выходящей из работы сети, иначе при фазовом рассогласовании сетей возникает междуфазное короткое замыкание.

Сети могут быть синхронизированы друг с другом при нулевом угле рассогласования ЭДС одноименных фаз или иметь заданный фазовый сдвиг.

Переход питания на новую сеть должен происходить так, чтобы ни в одной из фаз не возникло междуфазное короткое замыкание, когда тиристоры работавшей сети еще не закрылись при снятых импульсах управления, а тиристоры новой сети уже включились в тот же самый момент перехода на новую сеть по несвоевременной команде. Импульсы управления на тиристоры каждой фазы включающейся сети целесообразнее всего подавать по совместному условию появления собственно команды переключения на новую сеть и спаданию до нуля тока работавшей сети. Это означает, что переход всех фаз с работавшей ранее сети на новую будет происходить не одновременно, а по мере спада тока до нуля в каждой фазе сети, работавшей до команды перехода. Если этого не производить, то в моменты перехода могут происходить междуфазные короткие замыкания двух параллельно работающих сетей.

Пауза в токе каждой из фаз при этом может быть только в первую полуволну питания от нового источника, а далее эти токи будут синусоидальными с углом сдвига относительно фазного напряжения, определяемого углом нагрузки.

Известны варианты построения алгоритма управления тиристорами АПУ [7], когда при большом угле рассогласования принудительно формируется запрет на включение тиристоров входящей в работу сети, равное 1.5 периодам (30 мс), отсчитываемый от момента перехода напряжения через ноль одной из фаз отключаемой сети после имеющейся команды переключения. Этот вариант управления уступает описанному выше оптимальному.

На модели были проведены многочисленные эксперименты по всем описанным выше сценариям, различным вариантам топологии схем разных производителей, законов управления, типов регуляторов. В качестве примера таких компьютерных экспериментов на основании базовой модели рис.3 приводятся результаты исследования следующих режимов работы АБП схемы рис. 2:

- на интервале 0–1 с – заряд батареи в режиме холостого хода;

- 1 с – включение и синхронная работа АИН на холостом ходу с имеющейся байпасной сетью;
 - 1.5 с – подключение нагрузки к вторичным зажимам инверторного трансформатора,
 - 2 с – отключение основной питающей сети, так что интервал 1.5–2 с – питание инвертора от батареи при работающем выпрямителе и полной нагрузке;
 - 2.5 с – переход АБП на работу от байпасной сети; на интервале 2–2.5 с инвертор питается только от батареи при полной нагрузке с синхронизацией от байпасной сети; нагрузка отключается от инвертора, что переводит его в режим холостого хода;
 - 3 с – восстановление основной питающей сети, но нагрузка по-прежнему питается от байпасной сети. При этом АИН продолжает работать в режиме холостого хода с синхронизацией от байпасной сети, но уже при подзаряде батареи от УВ.
- Интерес представляет анализ следующих показателей.

1. Ток заряда батареи, который длительно не должен превосходить границы 1.5–5 А.
 2. Стабилизация напряжения на нагрузке при питании от любого из источников.
- Эти показатели зависят от регулятора выпрямителя, его структуры, настройки коэффициентов, выбора уставок уровня стабилизации напряжения.
3. Стабилизация выходного напряжения инверторного трансформатора при скачках нагрузки от номинальной до холостого хода.
 4. Ограничение колебаний напряжения на батарее в допустимых пределах во всех режимах.
 5. Возмущения на нагрузке при переходе питания от инвертора к байпасу.

Настройки элементов модели задаются в соответствии с параметрами реального оборудования [7]. Процессы в АБП представлены осциллограммами на рис. 4–6. Режимы работы оборудования АБП на соответствующих интервалах времени указаны на рис. 4.

Из представленных осциллограмм видно, что во всех смоделированных режимах работы получены ожидаемые результаты – осуществляется непрерывное питание нагрузки стабилизированным напряжением при пропадании (переход на байпасную сеть) и восстановлении основной сети, набросе и сбросе нагрузки (рис. 4 и 5), при работающем УВ обеспечивается подзаряд батареи малым стабильным

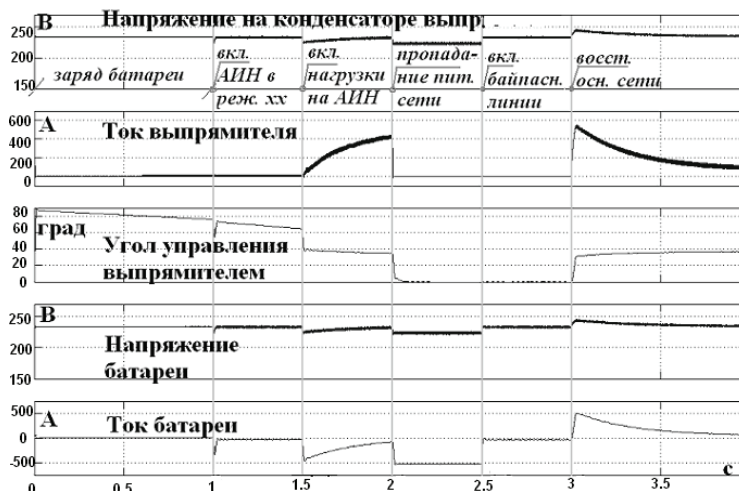


Рис. 4



Рис. 5

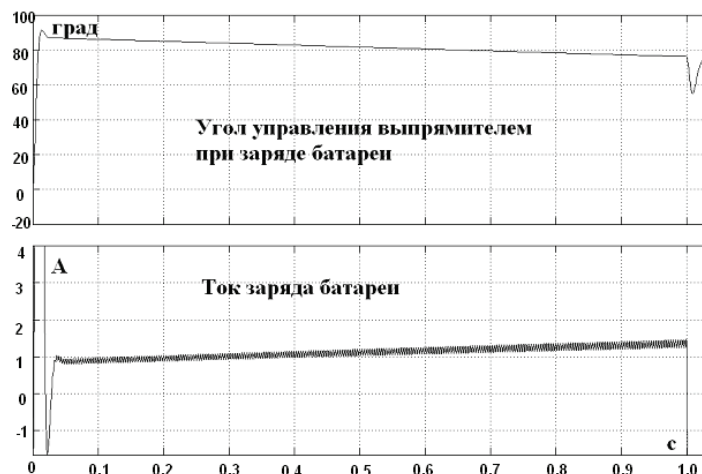


Рис. 6

током (рис. 6). Напряжение на нагрузочных зажимах инверторного трансформатора также стабилизировано, а его колебания в переходных процессах незначительны. Высокочастотная коммутация ключей АИН (см. рис.5) во всех режимах присутствует, что является необходимым условием синусоидальности выходного напряжения на нагрузке.

Регулирование УВ для стабилизации небольшого тока заряда батареи в пределах 1 А (рис. 6 – в режиме до включения инвертора) с требуемой точностью представляет собой отдельную важную задачу. Основной режим работы УВ – питание нагрузки через АИН с большими потребляемыми токами – должен сочетаться с режимом стабилизации малого тока подзаряда батареи.

Эксперименты (рис. 4–6) показывают, что АБП по принципиальным решениям схемы силовой части (рис. 2) и алгоритмам управления [7] может соответствовать вышеперечисленным требованиям как в статике, так и в динамике. Однако это справедливо при таком построении систем управления УВ, АИН и АПУ [7], когда обеспечивается их функциональное совпадение с решениями авторов моделей. В условиях существующих информационных ограничений, связанных с защитой интеллектуальной собственности, некоторые различия в моделях и их прототипах

есть и останутся в будущем. Окончательные выводы по эксплуатационным свойствам агрегата могут дать только натурные эксперименты на месте работы АБП.

ОБЩИЕ ВЫВОДЫ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ АБП РАЗЛИЧНЫХ ИСПОЛНЕНИЙ

1. При моделировании выявлено, что повышенные пульсации напряжения (тока) аккумуляторной батареи сверх допустимого уровня могут быть из-за неоптимальной структуры, неправильной настройки принятых регуляторов УВ. Сравнение предлагаемых рынком вариантов УВ как части АБП должно производиться с учетом этого показателя, возможностей настройки регуляторов в условиях эксплуатации и наличия соответствующих методик.

2. При применении трехфазного мостового транзисторного инвертора напряжения с высокочастотной коммутацией силовых ключей и выходным трехфазным трансформатором (вариант [7]) требуется детальный анализ и опытная проверка

- согласования параметров входного трехфазного дросселя с параметрами трансформатора;

- безусловного обеспечения высокочастотной коммутации при всех режимах, от холостого хода до предельно допустимых, как в статике, так и переходных процессах; особенно тщательно этот вопрос должен рассматриваться в случае применения чисто релейных регуляторов инвертора, когда возможно нарушение скользящего режима и срыва высокочастотных переключений;

- тщательного анализа всех режимов автономного инвертора напряжения в случае применения согласующего выходного трансформатора по схеме Δ - Y . Моделирование показывает, что задача стабилизации выходного напряжения в этой схеме может быть существенно затруднена.

3. Выявлено, что вариант применения однофазных ячеек инвертора, нагруженных на однофазные трансформаторы, вторичные обмотки которых для получения трехфазной сети соединены в Y (реализация [3]), более оптимален. Такое исполнение в смысле простоты управления, устойчивости работы, особенно в несимметричных режимах, имеет преимущества по сравнению с собственно трехфазным вариантом [7].

4. Наличие компьютерного тренажера дает возможность проверки правильности настройки уставок коммутационных аппаратов сети АБП в режимах коротких замыканий, что особенно актуально для таких сетей.

5. С применением разработанного пакета моделей возможно сокращение объема комплексных испытаний систем АБП.

Литература

1. *Адамия Г.Г., Беркович Е.И. и др.* Статические агрегаты бесперебойного питания/*Под ред. Ф.И. Ковалева.* – М.: Энергия, 1992. – 287 с.
2. <http://www.sbp-invertor.ru>. ОАО Завод Инвертор, Оренбург, 2009.
3. http://www.gutor.ch/ru/p_global_inv.htm. Официальный сайт Gutor, Швейцария, Берн, 2009.
4. *Скляр В.* Украинский рынок ИБП, или территория повышенного риска//Сети и бизнес. – 2007. – № 3 (34).
5. <http://www.rvip.ru/ups/978/981/document1010.shtml>. Оборудование для ИБП Eaton Powerware.
6. *Черепанов В.А.* Создание тренажеров на базе реального оборудования. Пресс-Центр атомной энергетики//Обучение. – 2003. – № 6.
7. <http://ru.benning.de>. «BENNING Elektrotechnik und Elektronik GmbH & Co KG». Беннинг Пауэр Электроникс. Официальный русскоязычный сайт Benning. 2010.

Поступила в редакцию 3.09.2010

РАДИАЦИОННЫЕ АСПЕКТЫ АВАРИЙ НА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ

В.А. Кутьков*, В.В. Ткаченко**

* НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва;

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



Рассмотрены международные рекомендации относительно защиты населения при аварии на объектах использования атомной энергии. Сравнение системы норм и правил Российской Федерации, регламентирующей радиационную защиту персонала и населения в случае радиационной аварии на АС, с соответствующими международными рекомендациями показывает, что система, принятая в Российской Федерации, не полна и требует ревизии нормативной базы для приведения ее в соответствие со стандартами безопасности МАГАТЭ.

Ключевые слова: радиационная авария; аварийное планирование; стандарты безопасности; атомная электростанция.

Key words: radiation emergencies; emergency planning; safety standards; nuclear power plant.

ВВЕДЕНИЕ

Устав Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) уполномочивает Агентство содействовать безопасному и мирному использованию ядерной энергии. Деятельность МАГАТЭ в области обеспечения адекватной готовности и реагирования государств-членов на радиационные аварийные ситуации определяется обязанностями, вытекающими из Конвенции о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации [1], депозитарием которой является МАГАТЭ. Конвенция укрепляет систему международного реагирования в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, включая террористические акты и другие злоумышленные действия, обеспечивая функционирование механизма взаимной помощи в целях сведения к минимуму последствий таких аварий или аварийных ситуаций, и для защиты жизни, имущества и окружающей среды от воздействий радиоактивных выбросов. Статья 5.a ii) Конвенции возлагает на МАГАТЭ обязанность собирать и распространять среди государств-участников Конвенции и государств-членов МАГАТЭ информацию о методических принципах, способах проведения и имеющихся результатах исследований, относящихся к радиационным аварийным ситуациям. Для выполнения этих функций МАГАТЭ разрабатывает международные стандарты безопасности в области обеспечения готовности и реагирования на радиационные аварии. Опыт показывает, что следование международным стандартам позволяет эффективно защитить население за пределами площадки АС даже в условиях чрезвычайно тяжелой ядерной аварии.

© В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко, 2011

МЕЖДУНАРОДНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА ОБЕСПЕЧЕНИЯ АВАРИЙНОЙ ГОТОВНОСТИ И РЕАГИРОВАНИЯ НА РАДИАЦИОННЫЕ АВАРИИ

В 2002 г. МАГАТЭ выпустило Требования по безопасности GS-R-2 [2], которые затем были дополнены руководствами по безопасности GS-G-2.1 [3] и GSG-2, [4]. Эти документы образуют систему международных стандартов безопасности в области аварийной готовности и аварийного реагирования. Во главе этой системы находятся Основополагающие принципы безопасности SF-1 [5], а практические руководства из серии «Аварийная готовность и реагирование» формируют практические рекомендации относительно путей внедрения стандартов МАГАТЭ в национальную практику. Иерархия документов МАГАТЭ в области обеспечения аварийной готовности и реагирования на радиационные аварии, представлена на рис. 1.

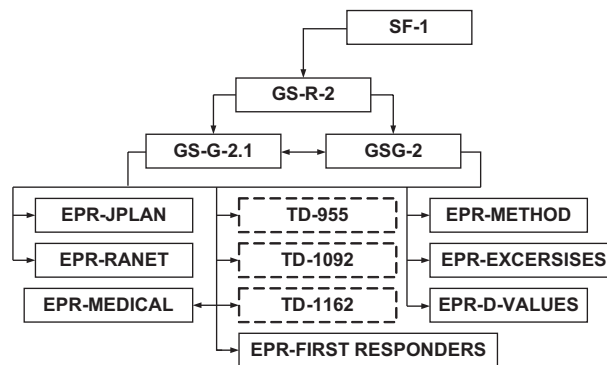


Рис. 1. Иерархия документов МАГАТЭ в области обеспечения аварийной готовности и реагирования на радиационные аварии

Международные требования к обеспечению готовности и реагирования на радиационные аварии [2] определяют практические цели готовности и реагирования на радиационные аварийные ситуации следующим образом:

- восстановить контроль над ситуацией;
- предпринять восстановительные меры на месте события;
- предотвратить детерминированные эффекты;
- оказать первую помощь и лечить радиационные поражения;
- уменьшить в разумной степени возникновение стохастических эффектов;
- уменьшить в разумной степени возникновение нерадиологических эффектов;
- защитить в разумной степени окружающую среду;
- подготовить в разумной степени возобновление нормальной жизнедеятельности.

Для достижения целей аварийной готовности и аварийного реагирования МАГАТЭ устанавливает систему

- категорирования объектов использования атомной энергии по степени радиологической угрозы, в которую входят три категории установок, а также два вида практической деятельности [2, 3];
- классификации аварийных ситуаций на объектах использования атомной энергии [2];
- аварийного зонирования территории вокруг потенциально опасных объектов для планирования защитных мер [3];
- критериев для проведения мер защиты населения и персонала в ситуации аварийного облучения, возникшей вследствие радиационной аварийной ситуации [4].

Требования, предъявляемые к национальной системе обеспечения аварийной готовности и аварийного реагирования, разъясняют и дополняют следующие руководства:

- EPR-METHOD [6], представляющее практическую информацию для целей аварийного планирования; при эффективном использовании эта публикация поможет пользователям укрепить потенциал надлежащего реагирования в радиационной аварийной ситуации;
- EPR-EXERCISES [7], являющееся практическим пособием при подготовке, проведении и оценке учений, задачей которых является проверка и поддержание готовности реагирования в случае радиационной аварийной ситуации;
- EPR-D-VALUES [8], представляющее практическую информацию для целей оценки радиологической опасности, связанной с радиоизотопными источниками.

Требования, предъявляемые к международной системе аварийного реагирования, разъясняют и дополняют следующие руководства:

- EPR-JPLAN [9], представляющее основу для аварийных планов международных организаций, участвующих в реагировании; эта совместная публикация, подготовленная 15 международными организациями, определяет их роли и обязанности, концепцию действий во время аварии, а также взаимосвязь между ними и государствами-членами МАГАТЭ;
- EPR-RANET [10], являющееся инструментом для поддержки предоставления международной помощи в случае радиационной аварии; сотрудничества между государствами, их компетентными органами и МАГАТЭ в случае радиационной аварии; согласования возможностей реагирования на аварии государствами, предлагающими помощь через специальную международную сеть аварийного реагирования и помощи (RANET).

Требования, предъявляемые к организациям, участвующим в аварийном реагировании, разъясняют и дополняют следующие руководства:

- EPR-FIRST RESPONDERS [11], содержащее практические материалы для лиц, принимающих ответные меры в течение первых нескольких часов после возникновения радиологической аварийной ситуации, и для национальных должностных лиц, оказывающих поддержку этим мерам оперативного реагирования;
- TD-955 [12], представляющее методики, инструкции и данные, необходимые для оценки последствий аварии на АС на всех этапах аварийной ситуации: до выброса радиоактивных материалов, в процессе выброса и после него;
- EPR-MEDICAL [13], обеспечивающее практические инструменты и общие процедуры для использования персоналом экстренной медицинской помощи при радиационной аварийной ситуации;
- TD-1092 [14], содержащее практические рекомендации по проведению мониторинга окружающей среды и источника во время ядерной или другой радиационной аварийной ситуации;
- TD-1162 [15], представляющее методики, инструкции и данные, необходимые для осуществления начального этапа реагирования на радиологическую аварию, не связанную с атомным реактором.

Определение радиологических угроз является основой обеспечения аварийной готовности. Системы категорирования объектов и зонирования окружающей их территории совместно с системой мер аварийного реагирования внедряются на стадии обеспечения готовности к реагированию на радиационные аварии. На стадии обеспечения готовности для каждого типа аварии определяются также меры защиты населения и персонала, которые необходимо безотлагательно проводить в той или иной аварийной зоне, географические границы которой определяются на стадии обеспечения аварийной готовности.

В таблице 1 представлена рекомендуемая МАГАТЭ классификация объектов использования атомной энергии по степени радиологической угрозы. В ее основе лежит опыт анализа происшедших аварий вместе с теоретическими оценками, опирающимися на моделирование тяжелых запроектных аварий [6]. Согласно этой классификации, все без исключения АС следует относить к объектам I категории радиологической угрозы.

В стандартах по безопасности GS-G-2.1 [3] приведены характерные размеры зон аварийного планирования вокруг АС и других объектов, относящихся к первой категории угрозы. Рекомендуемые размеры зон аварийного планирования приведены в табл. 2. Размеры зон определяются возможными эффектами аварийного облучения населения, проживающего за пределами промплощадки.

Таблица 1

Категории радиологической угрозы [2]

Категория угрозы	Описание
I	Установки, такие как АС, для которых события на площадке (включая весьма маловероятные события) постулируются как могущие привести к серьезным детерминированным эффектам для здоровья за пределами площадки или для которых такие события зафиксированы как происшедшие на аналогичных установках
II	Установки, такие как некоторые типы исследовательских реакторов, для которых события на площадке постулируются как могущие привести к дозам облучения людей за пределами площадки, требующим принятия срочных защитных мер в соответствии с международными нормами, или для которых такие события зафиксированы как происшедшие на аналогичных установках. Категория угрозы II (в противоположность категории угрозы I) не охватывает установки, для которых события на площадке (включая весьма маловероятные события) постулируются как могущие привести к серьезным детерминированным эффектам для здоровья за пределами площадки или для которых такие события зафиксированы как происшедшие на аналогичных установках
III	Установки, такие как промышленные облучательные установки, для которых события на площадке постулируются как могущие привести к дозам или радиоактивному загрязнению, которые требуют принятия срочных защитных мер на площадке, или для которых такие события зафиксированы как происшедшие на аналогичных установках. Категория угрозы III (в противоположность категории угрозы II) не охватывает установки, для которых события постулируются и которые могут требовать принятия срочных защитных мер за пределами площадки или для которых такие события зафиксированы как происшедшие на аналогичных установках
IV	Деятельность, могущая привести к ядерной или радиационной аварийной ситуации, которая может требовать принятия срочных защитных мер в непредвиденном месте. Она включает в себя неразрешенную деятельность, такую как деятельность, связанную с опасными источниками, полученными незаконно, транспортную и разрешенную деятельность, связанную с опасными мобильными источниками, такими как источники промышленной радиографии, спутники с ядерной энергетической установкой или радиотермальные генераторы. Категория угрозы IV представляет минимальный уровень угрозы, который предполагается применять для всех государств и юрисдикций
V	Деятельность, обычно не связанная с источниками ионизирующих излучений, но которая дает продукцию, со значительной вероятностью могущую стать загрязненной в результате событий на установках, относящихся к категории угрозы I или II, включая такие установки в других государствах, до уровня, требующих немедленного введения ограничений на продукты в соответствии с международными нормами

Таблица 2

Категории радиологической угрозы объектов использования атомной энергии и соответствующие размеры зон аварийного планирования

Объект			Размер зон аварийного планирования [3, 6]		
Тепловая мощность реактора, МВт	Приведенная активность ⁽¹⁾	Категория угрозы	Зона предупредительных и неотложных защитных мер	Зона срочных защитных мер	Зона ограничения потребления продуктов питания
Более 1000	Более 10^5	I	3 – 5 км	5 – 30 км	300 км
100 – 1000	$10^4 – 10^5$	I	0,5 – 3 км	5 – 30 км	50 – 300 км
10 – 100	$10^3 – 10^4$	II	Отсутствует	0,5 – 5 км	5 – 50 км
2 – 10	$10^2 – 10^3$	II	Отсутствует	0,5 км	2 – 5 км
Менее 2	Менее 10^2	III	Отсутствует	Отсутствует	Отсутствует

⁽¹⁾ сумма отношений активности радионуклида к значению соответствующей D_2 -величины, приведенной в [8] и равной для ^{131}I примерно 0,2 ТБк, для α -излучающих изотопов плутония, амерция и кюрия примерно 0,5 ТБк, для остальных β -излучающих продуктов деления – 20–30 ТБк.

Ключевым моментом защиты населения и персонала в случае радиационной аварии является безотлагательное проведение мер радиационной защиты, которое базируется на быстром определении класса аварии и иницировании предупредительных защитных мер на заранее определенных территориях. Согласно [2], классификация потенциальных ядерных и радиационных аварийных ситуаций, которые требуют аварийного вмешательства для защиты работников и населения, включает в себя следующие уровни.

Общие аварийные ситуации на установках, относящихся к категории угрозы I или II, связанные с фактическим выбросом радиоактивного материала или радиационным облучением или их существенным риском, которые требуют принятия срочных защитных мер за пределами площадки. При объявлении этого класса аварийной ситуации должны оперативно приниматься меры, направленные на смягчение последствий события и защиту людей на площадке и в пределах зоны предупредительных мер и зоны планирования срочных защитных мер в надлежащих случаях.

Аварийные ситуации на территории площадки на установках, относящихся к категории угрозы I или II, связанные со значительным понижением уровня защиты лиц, находящихся на площадке и около установки. При объявлении этого класса аварийной ситуации должны оперативно приниматься меры, направленные на смягчение последствий и защиту людей на площадке и осуществление подготовительных мероприятий для защитных действий за пределами площадки, если они станут необходимыми.

Аварийные ситуации на установках, относящихся к категории угрозы I, II или III, связанные со значительным понижением уровня защиты людей на площадке. При объявлении этого класса аварийной ситуации должны оперативно приниматься меры, направленные на смягчение последствий события и защиту людей на площадке. Аварийные ситуации в этом классе никогда не могут привести к угрозе за пределами площадки.

Предупреждения об опасности на установках, относящихся к категории угрозы I, II или III, связанные с неопределенным или существенным понижением уровня защиты населения или людей на площадке. При объявлении этого класса

аварийной ситуации должны оперативно приниматься меры, направленные на повышение готовности организаций, осуществляющих реагирование на площадке и за ее пределами в надлежащих случаях, а также потенциальное смягчение последствий.

Анализ уроков, извлеченных из международного опыта реагирования на радиационные аварийные ситуации, показывает [16], что инкорпорированная в национальное законодательство система категорирования объектов использования атомной энергии по степени радиологической угрозы вместе с системой классификации аварийных ситуаций на этих объектах и системой зонирования прилегающей территории для планирования защитных мер позволяют эффективно защитить население за пределами площадки объекта даже в условиях чрезвычайно тяжелой ядерной аварии.

Уроки, извлеченные из прошлых аварий, показывают, что для обеспечения своевременности декларирования аварии на АС и ее классификации необходимо иметь систему оценки инициирующих событий, основанную на анализе технических аспектов аварии и их связи с радиологическими последствиями. В основе такой оценки лежат сценарии развития аварии, которые связывают воедино цепи событий, начинающиеся с отказа оборудования или ошибки оператора, с разрушением барьеров безопасности глубокоэшелонированной защиты, выбросом радиоактивности за пределы станции и облучением населения, проживающего вокруг АС. Такой сценарий удобно представить в виде дерева событий, которое является основой для принятия решений о защитных мероприятиях для населения и рекомендаций для персонала. Пример такой системы классификации и ее применения для инициирования защитных мер приведен в практических рекомендациях МАГАТЭ [12]. Согласно GS-G-2.1 [3], оператор аварийной установки в течение 15-ти минут после нарушения в работе АС должен декларировать класс аварии, известить местные власти, ответственные за защиту населения, о происшествии и в течение 30 минут после события выдать им рекомендации о мерах защиты населения в зоне предупредительных мер, к которой относится территория в пределах 3–5 км вокруг АС. Технические аспекты аварии на АС анализируются на самом начальном этапе оценки аварии, что позволяет инициировать предупредительные меры по защите населения в пределах зон аварийного планирования до выброса радиоактивности за пределы промплощадки. Уточнение территорий, на которых необходимо проведение таких мероприятий, происходит на следующем этапе реагирования на основе результатов мониторинга окружающей среды. МАГАТЭ разработаны оперативные уровни вмешательства и установлены значения этих уровней, при превышении которых необходимо проведение определенных защитных мер [4].

КЛАССИФИКАЦИЯ АВАРИЙ И ИНЦИДЕНТОВ НА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ, ПРИНЯТАЯ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Принятая в Российской Федерации система категорирования объектов использования атомной энергии отлична от той, которая содержится в международных требованиях. В таблице 3 приведена принятая в Российской Федерации классификация объектов по радиационной опасности. Ее сравнение с международными рекомендациями показывает, что при схожести определения категорий радиационной угрозы (табл. 1) и радиационной опасности (табл. 2) количественные критерии классификации совершенно несопоставимы.

Согласно критериям [18], к радиационному объекту I категории по радиационной опасности следует относить практически любую установку, в которой могут находиться даже сравнительно небольшие количества радиоактивного вещества, выброс которого при аварии может привести к дозам облучения за предела-

Таблица 3

Категории радиационных объектов по потенциальной радиационной опасности, принятые в Российской Федерации

Категория объекта	Описание [17]	Количественный критерий [18]
I	Радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите	Если при максимальной радиационной аварии возможно получение населением эффективной дозы потенциального облучения более 1,0 мЗв за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта
II	Радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны	Если радиационный объект не относится к I категории и в его санитарно-защитной зоне, которая не совпадает с территорией объекта, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых в ней допускается установленным на объекте режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей для персонала группы А 20 мЗв; персонала группы Б 5 мЗв; населения – 1 мЗв
III	Радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией объекта	Если радиационный объект не относится ни к I, ни к II категории и на его территории вне помещений, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых на территории объекта допускается установленным на нем режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей для персонала группы А – 20 мЗв; персонала группы Б – 5 мЗв; населения – 1 мЗв
IV	Радиационное воздействие при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения	Остальные радиационные объекты

ми санитарно-защитной зоны, превышающим 1 мЗв в год. Такую классификацию невозможно принять за основу планирования мер защиты населения в случае радиационной аварии на объекте [19].

Принятая в Российской Федерации классификация аварий и инцидентов на АС приведена в табл. 4 [20].

Эта классификация более детальная, чем та, что приводится в [2], и в целом ей соответствует, хотя, в первую очередь, нацелена на расследование аварии. Согласно [20], на определение класса аварии на АС оператору отводится время около одного часа. Классификация аварийных состояний АС включает в себя два состояния: АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ и АВАРИЙНАЯ ОБСТАНОВКА [21]. Объявление этих состояний определяет необходимость проведения защитных мероприятий на

Категорирование аварий на АС [20, 21]

Условное обозначение категории аварий	Признак и последствие нарушения
A01	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ при тяжелой запроектной аварии, в результате которого возможны острые лучевые поражения лиц из персонала АС (работников) и лиц из населения, нанесение ущерба их здоровью, загрязнение радиоактивными веществами большой территории. Возможен трансграничный перенос радиоактивных веществ. Длительное воздействие на окружающую среду
A02	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, в результате которого за границей санитарно-защитной зоны АС достигнут или превышен уровень «Б» критериев для принятия неотложных решений в начальный период аварии: прогнозируемая доза облучения за первые 10 сут 500 мГр на все тело или 5000 мГр на щитовидную железу, легкие, кожу
A03	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, в результате которого за границей санитарно-защитной зоны АС превышен уровень «А» критериев для принятия неотложных решений в начальный период аварии: прогнозируемая доза облучения за первые 10 сут 50 мГр на все тело или 500 мГр на щитовидную железу, легкие, кожу
A04	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, в результате которого в пределах санитарно-защитной зоны превышен основной дозовый предел облучения лиц из населения 1 мЗв в год. Однократное внешнее и (или) внутреннее облучение отдельных лиц из персонала, доза которого превышает потенциально опасную (200 мЗв). Повреждение твэлов, при котором предел безопасной эксплуатации по количеству и величине дефектов твэлов превышен, а максимальный проектный предел не превышен

Примечания

1. Аварии категорий A01, A02, A03 характеризуются превышением максимального проектного предела повреждения твэлов. Авария категории A04 характеризуется повреждением твэлов, при котором предел безопасной эксплуатации по количеству и величине дефектов твэлов превышен, а максимальный проектный предел не превышен.
2. Уровни «А» и «Б» критериев для принятия неотложных решений в начальный период аварии соответствуют НРБ-99/2009 [24].

промплощадке и за ее пределами – в 5-километровой зоне вокруг АС и в зоне наблюдения АС. Значения критериев выражены в терминах измеряемых величин и приведены в табл. 5.

Использование этих критериев основано на результатах мониторинга окружающей среды и не позволяет применять их для проведения предупредительных защитных действий. После объявления на АС состояний АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ и АВАРИЙНАЯ ОБСТАНОВКА вводится в действие план мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции [22], который распространяется на персонал АС, личный состав специальной и пожарной охраны АС, а также персонал, временно прикомандированный для обеспечения функционирования и жизнедеятельности АС, и подлежит исполнению на территории АС, в пределах санитарно-защитной зоны и на территории города при АС в части защиты персонала АС и членов их семей.

В Российской Федерации отсутствуют требования к содержанию плана мероприятий по защите населения в случае аварии на атомной станции. Общие положения о защите населения при радиационной аварии, содержащиеся в СП АС-03 [23] и ОСПОРБ-99/2010 [17], не могут служить основой для принятия мер по защите

Таблица 5

**Критерии для объявления на АС сростояний
АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ и АВАРИЙНАЯ ОБСТАНОВКА**

Контролируемый параметр, место контроля	Состояние	
	«Аварийная готовность»	«Аварийная обстановка»
Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч		
Помещения постоянного пребывания персонала в зоне строго режима (ЗСР)	> 10	> 600
Территория промплощадки и санитарно-защитной зоны (СЗЗ)	> 2,5	> 200
Территория зоны наблюдения АС	> 0,1 ^{(1),(2)}	> 20
Объемная активность йода-131 в воздухе, Бк/м ³		
Помещения постоянного пребывания персонала в ЗСР	> 1100	> 2,9×10 ⁴
Территория промплощадки и СЗЗ	> 275	> 9,7×10 ³
Территория зоны наблюдения АС	> 7	> 6,70×10 ² ⁽³⁾

Примечания

⁽¹⁾ Установлены для критической группы (дети в возрасте 1–8 лет).⁽²⁾ Превышение естественного фона.⁽³⁾ Установлены для критической группы (дети возраста 1–2 года).

населения. Установленные НРБ-99/2009 [24] критерии принятия решений по мерам радиационной защиты устарели и не отвечают международным рекомендациям, содержащимся в [4].

ВЫВОДЫ

МАГАТЭ создало целостную систему стандартов безопасности, практических руководств и критериев для защиты персонала и населения в случае радиационной аварии. Основу этой системы составляет классификация объектов использования атомной энергии и видов практической деятельности по степени радиологической угрозы. Сравнение системы норм и правил Российской Федерации, регламентирующих радиационную защиту персонала и населения в случае радиационной аварии на АС, с соответствующими международными рекомендациями показывает, что система, принятая в Российской Федерации, не полна и требует незамедлительной ревизии нормативной базы для приведения ее в соответствии со стандартами безопасности МАГАТЭ. Для обеспечения аварийной готовности и эффективного реагирования для защиты персонала и населения в случае радиационной аварии необходимо, как минимум, ввести в национальную нормативную базу следующие положения:

- категорирование объектов использования атомной энергии по степени радиологической угрозы;
- классификацию аварийных ситуаций на объектах использования атомной энергии;
- аварийное зонирование территории вокруг потенциально опасных объектов для планирования защитных мер в случае радиационной аварии;
- критерии для проведения мер защиты населения и персонала в ситуации аварийного облучения, возникшей вследствие радиационной аварийной ситуации;
- практические руководства по оценке аварии и принятию решений на разной

стадии ее развития для защиты персонала и населения на объектовом, местном, национальном и международном уровне.

Литература

1. Конвенция о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, INFCIRC/336. – Вена: МАГАТЭ, 1986.
2. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации. Требования. Серия норм безопасности МАГАТЭ No. GS-R-2. – Вена: МАГАТЭ, 2004 (оригинальное издание на английском языке – 2002).
3. Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, Safety Standard Series No. GS-G-2.1. – Vienna: IAEA, 2007.
4. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, Safety Standard Series No. GSG-2. – Vienna: IAEA, 2011.
5. основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности. Серия норм безопасности МАГАТЭ No. SF-1. – Вена: МАГАТЭ, 2007 (оригинальное издание на английском языке – 2006).
6. Методика разработки мероприятий по реагированию на ядерную или радиологическую аварийную ситуацию. EPR-Методика. – Вена: МАГАТЭ, 2009 (оригинальное издание на английском языке – 2003).
7. Подготовка, проведение и оценка учений по проверке готовности к ядерной или радиологической аварийной ситуации, Серия «Аварийная готовность и реагирование EPR – Учения». – Вена: МАГАТЭ, 2009 (оригинальное издание на английском языке – 2005).
8. Dangerous Quantities of Radioactive Material, Emergency Preparedness and Response Series EPR-D-VALUES. – Vienna: IAEA, 2006.
9. Joint Radiation Emergency Management Plan of the International Organizations, Emergency Preparedness and Response Series EPR-JPLAN. – Vienna: IAEA, 2010.
10. IAEA Response Assistance Network, Emergency Preparedness and Response Series EPR-RANET. – Vienna: IAEA, 2010.
11. Руководство для лиц, принимающих первые ответные меры в случае радиологической аварийной ситуации, Серия «Аварийная готовность и реагирование АГР – Лица, принимающие первые ответные меры». – Вена: МАГАТЭ, 2007 (оригинальное издание на английском языке – 2006).
12. Руководство по радиационной защите при авариях ядерных реакторов, МАГАТЭ ТЕХДОК - 955, Vienna: IAEA, 1998 (оригинальное издание на английском языке – 1997).
13. Общие процедуры медицинского реагирования при ядерной или радиологической аварийной ситуации, Серия «Аварийная готовность и реагирование EPR – Медицинское реагирование». – Вена: МАГАТЭ, 2009 (оригинальное издание на английском языке – 2005).
14. Руководство по мониторингу при ядерных или радиационных авариях, МАГАТЭ ТЕХДОК - 1092. – Вена: МАГАТЭ, 2002 (оригинальное издание на английском языке – 2000).
15. Общие инструкции оценки и реагирования на радиологические аварийные ситуации МАГАТЭ ТЕХДОК - 1162. – Вена: МАГАТЭ, 2004 (оригинальное издание на английском языке – 2000).
16. McKenna T., Buglova E., Kutkov V. Lessons learned from Chernobyl and other emergencies: Establishing international requirements and guidance//Health Physics. – 2007. – 93 (5). – P. 527-537.
17. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ – 99/2010. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. – М.: Роспотребнадзор, 2010.
18. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания МУ 2.6.1.2005-05. – М.: Роспотребнадзор, 2009.
19. Горлинский Ю.Е., Кутьков В.А., Лысцов В.Н., Макаров В.И., Мурзин Н.В., Павлов В.Д. Обеспечение радиационной безопасности человека и природной среды на всех этапах жизненного цикла плавучих атомных теплоэлектростанций//Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – №. 2. – С.95-103.
20. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-004-08. – М.: Ростехнадзор, 2008.
21. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-005-98. – М.: Госатомнадзор РФ, 1998.

22. Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-015-2000. – М.: Госатомнадзор РФ, 2000.

23. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.24–03. – М.: Роспотребнадзор, 2003.

24. Нормы радиационной безопасности НРБ -99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. – М.: Роспотребнадзор, 2009.

Поступила в редакцию 27.04.2011

ОЦЕНКА АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРА ПОВРЕЖДЕНИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА ВВЭР-1000 ПРИ СУТОЧНОМ МАНЕВРИРОВАНИИ

М.В. Максимов*, **С.Н. Пельх***, **О.В. Маслов***, **В.Е. Баскаков****

* *Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса*

** *Запорожская АЭС, г. Энергодар*



Выполнена расчетная оценка аксиального распределения параметра повреждения материала оболочки твэла ВВЭР-1000 в переменном режиме суточного маневрирования мощностью реактора с учетом различия между аксиальными сегментами твэла и тепловыделяющими сборками по уровню стационарной мощности и амплитуде скачка мощности при маневрировании. Получено, что при условном разбиении длины твэла на восемь равных аксиальных сегментов время целостности шестого (считая от низа активной зоны) аксиального сегмента ограничивает длительность эксплуатации ВВЭР-1000 в переменном режиме суточного маневрирования.

Ключевые слова: параметр повреждения оболочки, твэл, маневрирование мощностью, реактор ВВЭР-1000, энергетический вариант теории ползучести.

Key words: cladding damage parameter, fuel element, power maneuvering, WWER-1000, creep theory energy variant.

ВВЕДЕНИЕ

Оценка времени сохранения целостности оболочек твэлов при многократных циклических изменениях мощности РУ является одной из ключевых задач при оценке допустимой длительности эксплуатации ВВЭР-1000 в переменном режиме. На основе энергетического варианта теории ползучести (ЭВТП) для переменного режима нормальной эксплуатации ВВЭР-1000 был предложен метод оценки долговечности оболочки твэла [1].

Согласно методу конечных элементов, при совместном решении уравнений теплопроводности и механической деформации компонентов твэла его длина условно делится на n равных аксиальных сегментов, $n \leq 12$ [2]. Удельная энергия рассеяния A_0 , определяющая работу, затраченную в процессе ползучести на разрушение материала оболочки, находилась в момент потери устойчивости материала оболочки, т.е. при достижении равенства между величинами эквивалентного напряжения $\sigma_e^{\max}(\tau)$ и предела текучести $\sigma_0^{\max}(\tau)$ в точке оболочки с максимальной

температурой, расположенной на внутренней поверхности центрального аксиального сегмента твэла. В качестве исходного допущения принималось, что максимально опасным является центральный аксиальный сегмент твэла, для которого выполнялась оценка долговечности оболочки. При условии $n = 8$ центральными аксиальными сегментами будут сегменты номер 4 и 5, имеющие одинаковую среднюю линейную мощность, если не учитывать наличие аксиального офсета и влияние размещения органов регулирования СУЗ (ОР) в активной зоне (АКЗ) реактора.

Однако в соответствии с размещением ОР в верхней части АКЗ ВВЭР-1000 следует ожидать, что наиболее значительные относительные скачки линейной мощности в твэле при увеличении мощности РУ (например, от 80 до 100% номинала) будут не в центре АКЗ, а в ее верхней части [3]. Поэтому для более корректного анализа долговечности оболочки твэла в переменном режиме необходимо найти влияние переменного режима на все аксиальные сегменты твэла, а не только на центральный сегмент, с учетом различия в величинах стационарной мощности и скачка мощности между разными сегментами и тепловыделяющими сборками (ТВС).

ОЦЕНКА АМПЛИТУДЫ СКАЧКА МОЩНОСТИ АКСИАЛЬНЫХ СЕГМЕНТОВ ТВЭЛА

Амплитуда скачка мощности аксиальных сегментов твэла при увеличении мощности РУ ВВЭР-1000 с 80 до 100% оценивалась с помощью программы «Имитатор реактора» (ИР) [4] для альтернативного алгоритма суточного маневра мощностью. Альтернативный алгоритм: снижение мощности РУ до 90% в течение 0,5 ч вводом раствора борной кислоты – дальнейшее снижение мощности до 80% в течение 2,5 ч за счет отравления реактора – работа на мощности 80% в течение 4 ч – повышение мощности до номинальной в течение 2 ч (в диапазоне мощности от 100 до 80% входная температура теплоносителя постоянна, а начальное давление пара во втором контуре изменяется в регламентных пределах 58–60 бар) [5].

Принималось, что при увеличении мощности реактора с 80 до 100% изменяется положение лишь десятой группы ОР, другие группы ОР при маневре мощностью полностью выведены из АКЗ.

Принималось также, что используется усовершенствованный алгоритм управления мощностью АКЗ (У-алгоритм). Размещение десяти групп ОР в АКЗ для реакторов ВВЭР-1000, на которых применяются У-алгоритмы, показано на рис. 1.

Положение десятой группы ОР для уровней мощности ВВЭР-1000 80 и 100% задавалось 84 и 90% от низа АКЗ соответственно. Задавая режимные характеристики РУ ВВЭР-1000 в соответствии с [6], с помощью программы ИР получили, что все ТВС по амплитуде увеличения их мощности при росте мощности АКЗ с 80 до 100% (в 1,25 раз) могут быть условно разделены на три группы (табл. 1).

В реакторе ВВЭР-1000 свежие ТВС и центральная ТВС находятся под регулированием только в том случае, если при маневрировании мощностью РУ, кроме 10-й группы ОР СУЗ, применяются также 8-я и 9-я группы. В случае, если при маневрировании применяется только 10-я группа ОР, примером неблагоприятной для целостности оболочек твэлов истории перестановок ТВС в АКЗ может считаться следующая последовательность перемещений ТВС в течение 4-летней кампании: в течение 1-го года ТВС стоит на месте 55-й ТВС – в составе 2-й (условно выделенной) группы ТВС; в течение 2-го года ТВС стоит под регулированием на месте 31-й ТВС – в составе 1-й группы; в течение 3-го года ТВС стоит на месте 69-й ТВС – в составе 2-й группы; в течение 4-го года ТВС стоит на месте центральной 82-й ТВС – в составе 2-й группы.

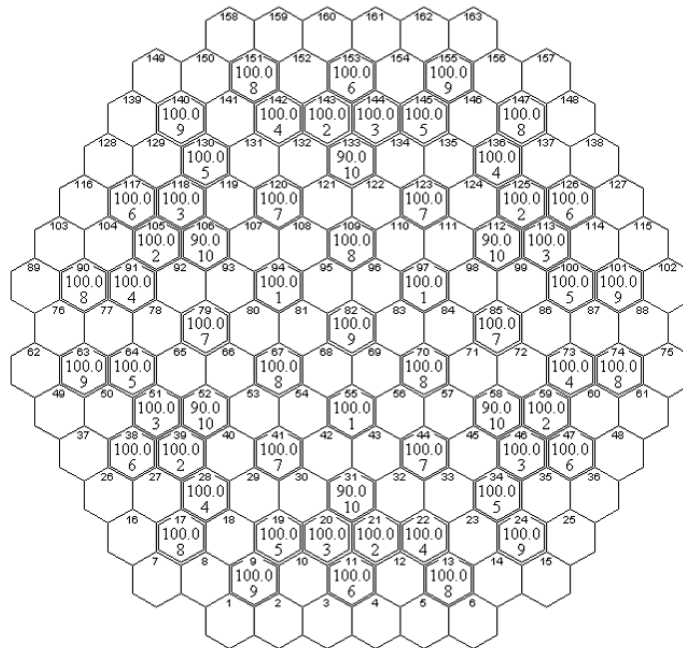


Рис. 1. Размещение ОР в АКЗ ВВЭР-1000 для У-алгоритма управления мощностью АКЗ: верхняя, средняя и нижняя цифра – номер ТВС, положение группы ОР (% от низа АКЗ), номер группы ОР соответственно

Пусть $K_q(j)$ – относительная мощность j -й ТВС, тогда тепловая мощность j -й ТВС Q_j находится как

$$Q_j = K_q(j) \cdot \langle Q_{\text{ТВС}} \rangle, \quad (1)$$

где $\langle Q_{\text{ТВС}} \rangle$ – средняя мощность ТВС по АКЗ.

При известном Q_j средняя линейная мощность j -й ТВС

$$\langle q_{l,j} \rangle = \frac{Q_j}{n_{\text{ТВ}} \cdot l_{\text{ТВ}}}, \quad (2)$$

где $n_{\text{ТВ}} = 312$ – количество твэлов в ТВС; $l_{\text{ТВ}} = 3,5$ м – длина твэла.

Средняя линейная мощность по АКЗ

$$\langle q_l \rangle = \frac{\langle Q_{\text{ТВС}} \rangle}{n_{\text{ТВ}} \cdot l_{\text{ТВ}}}. \quad (3)$$

Пусть количество ТВС в АКЗ составляет 163, тогда при мощности РУ $N = 100\%$ (тепловой мощности АКЗ 3000 МВт) $\langle Q_{\text{ТВС}} \rangle = 18,405$ МВт; $\langle q_l \rangle = 168,5$ Вт/см. При $N = 80\%$ $\langle Q_{\text{ТВС}} \rangle = 14,724$ МВт; $\langle q_l \rangle = 134,8$ Вт/см.

Таблица 1

Увеличение мощности ТВС при росте мощности АКЗ с 80 до 100% (для У-алгоритма)

Группа	Количество ТВС	Рост мощности ТВС, %	Порядковый номер ТВС, входящих в состав группы (согласно картограмме АКЗ)
1	6	28	31, 52, 58, 106, 112, 133
2	37	26–27	20, 42, 43, 46, 51, 53–57, 66–71, 80–84, 93–98, 107–111, 113, 118, 121, 122, 144
3	120	≤ 25	Все другие

Таблица 2

Средняя линейная мощность ТВС № 55, 31, 69, 82 при $N = 80$ и 100%

j	55		31		69		82	
$N, \%$	80	100	80	100	80	100	80	100
$K_v(j)$	1,22	1,23	1,24	1,27	0,90	0,91	0,63	0,64
$Q_j, \text{МВт}$	17,96	22,64	18,26	23,37	13,25	16,75	9,276	11,78
$\langle q_{l,i,j} \rangle, \text{Вт/см}$	164,5	207,3	167,2	214,0	121,4	153,4	84,95	107,9

С помощью программы ИР для $N = 80$ и 100% найдена средняя линейная мощность ТВС № 55, 31, 69, 82 при маневрировании мощностью по альтернативному алгоритму (табл. 2).

Согласно данным табл. 2, средняя расчетная мощность указанных ТВС (при $N=100\%$) в течение четырех лет составляет для У-алгоритма 18,6 МВт. Вместе с тем, на пятом блоке ЗАЭС, на котором не применяется У-алгоритм управления мощностью АКЗ реактора ВВЭР-1000, для 21-й кампании средняя мощность ТВС ($N=100\%$) в течение четырех лет составила 17,7 МВт.

Таким образом, при заданном У-алгоритме управления мощностью АКЗ обеспечивается консервативность оценки величины параметра повреждения оболочки в переменном режиме по альтернативному алгоритму маневрирования.

В программе ИР высота твэла условно делится на m аксиальных слоев. Обозначая тепловую мощность i -го (нумерация от низа АКЗ) аксиального слоя j -й ТВС, т.е. расчетной ячейки (i, j) как $Q_{i,j}$, для тепловой мощности j -й ТВС Q_j находим

$$Q_j = \sum_{i=1}^m \frac{K_v(i, j)}{m} \langle Q_{\text{ТВС}} \rangle, \quad (4)$$

где $K_v(i, j)$ – относительная мощность расчетной ячейки (i, j) , $K_v(i, j) = Q_{i,j} / \langle Q_{\text{сл}} \rangle$; $\langle Q_{\text{сл}} \rangle$ – средняя мощность аксиального слоя; $\langle Q_{\text{сл}} \rangle = \langle Q_{\text{ТВС}} \rangle / m = 1,150$ МВт при $N = 100\%$, $\langle Q_{\text{сл}} \rangle = 0,920$ МВт при $N = 80\%$; m – количество расчетных аксиальных слоев в ТВС, равное 16.

Из выражений (3), (4) следует соотношение для средней линейной мощности в i -м аксиальном слое j -й ТВС

$$\langle q_{l,i,j} \rangle = K_v(i, j) \cdot \langle q_l \rangle. \quad (5)$$

С помощью программы ИР рассчитано изменение $\langle q_{l,i,j} \rangle$ для всех аксиальных слоев указанных ТВС при изменении мощности РУ от 100 до 80% по альтернативному алгоритму (рис. 2, 3).

При анализе повреждения оболочки твэла в переменном режиме по методу [1] с помощью программы FEMAXI необходимо учесть, что в программе FEMAXI число расчетных аксиальных сегментов n может задаваться различным, но не более 12.

Было доказано, что при увеличении количества аксиальных сегментов с $n = 8$ до $n = 12$ расчетная оценка с помощью программы FEMAXI долговечности оболочки твэла реактора типа ВВЭР-1000 меняется менее чем на 1% [7].

Принимая при анализе долговечности оболочки твэла, что длина твэла условно разделена на восемь аксиальных сегментов и каждый сегмент содержит два аксиальных слоя, т.е. $m = 2 \cdot n$, при мощности реактора 80 и 100% для указанных ТВС рассчитали средние значения линейной мощности $\langle q_{l,i,j} \rangle$ по аксиальным сегментам.

Отношение средних линейных мощностей для аксиальных сегментов указанных

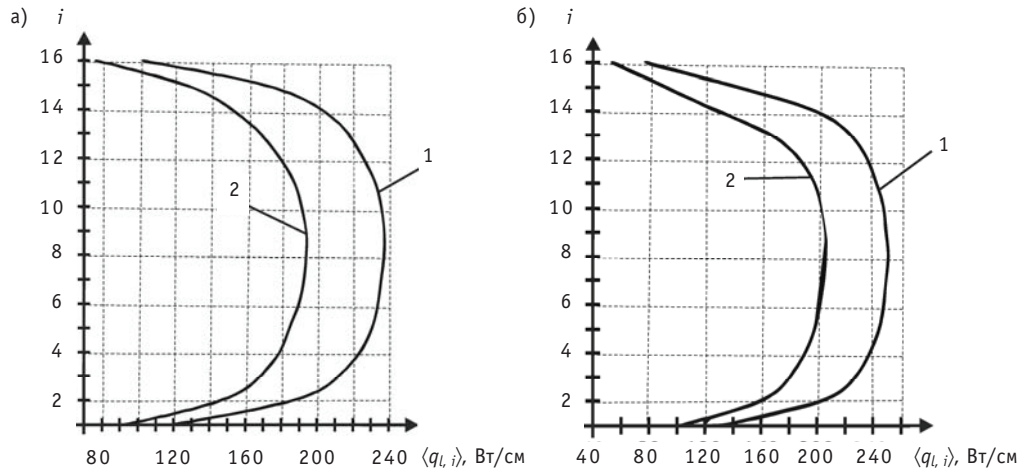


Рис. 2. Распределение средней линейной мощности по аксиальным слоям: а) – ТВС № 55; б) – ТВС № 31; 1 – $N = 100\%$; 2 – $N = 80\%$

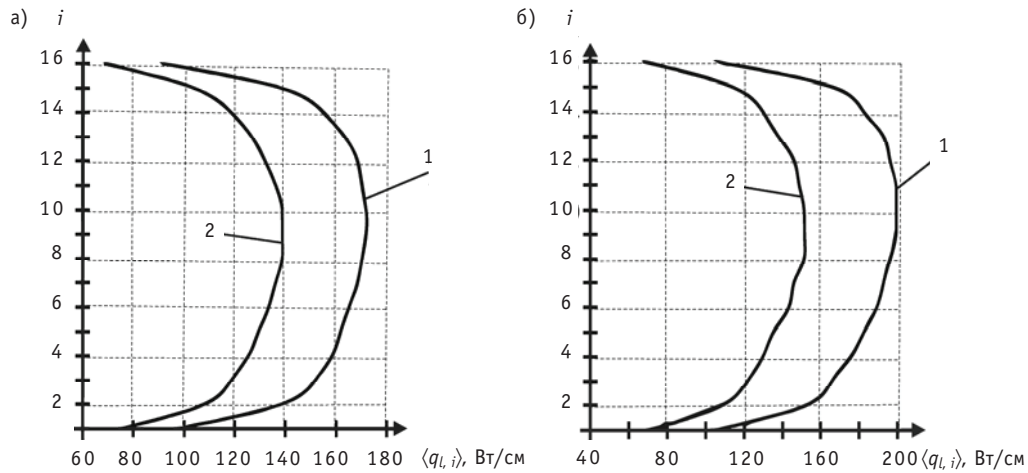


Рис. 3. Распределение средней линейной мощности по аксиальным слоям: а) – ТВС № 69; б) – ТВС № 82; 1 – $N = 100\%$; 2 – $N = 80\%$

Таблица 3

ТВС при $N = 100$ и 80% приведено в табл. 3 (мощность РУ изменялась от 100 до 80% по альтернативному алгоритму).

Можно видеть, что при увеличении мощности РУ с 80 до 100% различие между первым и восьмым аксиальными сегментами по величине относительного скачка линейной мощности в твэле наиболее значительно для ТВС № 31, находящейся под регулированием (табл. 3).

Отношение средних линейных мощностей для аксиальных сегментов при $N = 100$ и 80%

j		55	31	69	82
i	8	1,341	1,517	1,328	1,340
	7	1,308	1,426	1,297	1,309
	6	1,250	1,241	1,263	1,268
	5	1,229	1,213	1,238	1,250
	4	1,224	1,217	1,232	1,242
	3	1,241	1,229	1,243	1,259
	2	1,255	1,251	1,271	1,270
	1	1,278	1,275	1,288	1,302

ОЦЕНКА АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРА ПОВРЕЖДЕНИЯ ОБОЛОЧКИ

При расчете параметра повреждения материала оболочки твэла ВВЭР-1000 в качестве материала топливных таблеток для ТВС-А принималась спеченная двуокись урана, а в качестве материала оболочки – циркалой марки SR (stress relieved) [2]. Конструктивные характеристики твэла ТВС-А и режимные характеристики РУ ВВЭР-1000, служащие исходными данными при анализе аксиального распределения повреждения оболочки твэла в режиме суточного маневрирования мощностью РУ по альтернативному алгоритму, задавались в соответствии с [6].

Распределение линейной мощности в твэле по аксиальной координате z задавалось как

$$q_l(z) = q_{l, \max} \cdot k_j \quad (6)$$

где k_j – коэффициент относительной мощности для i -го аксиального сегмента; $q_{l, \max}$ – максимальная линейная мощность в твэле, Вт/см.

Коэффициенты относительной мощности для аксиальных сегментов приведены в табл. 4.

Таблица 4

Коэффициент относительной мощности k_j для аксиальных сегментов

j	55		31		69		82	
$N, \%$	80	100	80	100	80	100	80	100
$q_{l, \max}, \text{Вт/см}$	193,5	236,8	205,6	250,3	138,8	171,9	95,71	119,6
i	k_i							
8	0,526	0,576	0,354	0,441	0,622	0,667	0,683	0,733
7	0,829	0,886	0,721	0,845	0,884	0,926	0,908	0,952
6	0,948	0,968	0,938	0,956	0,966	0,985	0,979	0,993
5	0,996	1,00	0,997	0,993	1,00	1,00	1,00	1,00
4	1,00	1,00	1,00	1,00	0,991	0,985	0,986	0,980
3	0,968	0,982	0,974	0,983	0,947	0,951	0,937	0,944
2	0,899	0,921	0,905	0,929	0,879	0,902	0,866	0,880
1	0,620	0,647	0,636	0,666	0,660	0,686	0,676	0,705

Без учета влияния на долговечность оболочки увеличения толщины окисного слоя на внешней поверхности оболочки критерий разрушения оболочки твэла реактора ВВЭР-1000 в переменном режиме [1] записывается в следующем модифицированном (обобщенном) виде:

$$\omega(\tau) = A(\tau) / A_0 = 1; A(\tau) = \int_0^{\tau} \sigma_e \cdot \dot{p}_e \cdot d\tau; A_0 \text{ – по условию: } \sigma_e^{\max}(\tau_0) = \eta \cdot \sigma_0^{\max}(\tau_0), \quad (7)$$

где $\omega(\tau)$ – параметр повреждения оболочки твэла в момент времени τ ; $A(\tau)$ – удельная энергия рассеяния в момент времени τ , Дж/м³; A_0 – удельная энергия рассеяния в момент потери устойчивости τ_0 материала оболочки, при достижении равенства $\sigma_e^{\max}(\tau_0) = \eta \cdot \sigma_0^{\max}(\tau_0)$; $\sigma_e^{\max}(\tau)$, $\sigma_0^{\max}(\tau)$ – соответственно эквивалентное напряжение (Па) и предел текучести (Па) в точке оболочки анализируемого

аксиального сегмента твэла, имеющей максимальную температуру; η – некоторый коэффициент, $\eta \leq 1$; \dot{p}_e – скорость эквивалентной деформации ползучести, c^{-1} ;

Рассчитав $p_e(\tau)$ и $\sigma_e(\tau)$ для заданного режима нагружения твэла, находят энергию необратимых деформаций ползучести и рассчитывают параметр $\omega(\tau)$, определяющий повреждение оболочки в переменном режиме [1, 5].

Используя критерий (7) при $\eta = 1$, получили аксиальное распределение повреждения оболочки твэла при условии размещения какой-либо ТВС на месте 55-й ТВС в течение всего времени пребывания данной ТВС в АКЗ, а также при условии ее размещения на месте 55-й ТВС только в течение первых 360 сут, а в течение всего последующего времени пребывания в АКЗ – на месте 31-й ТВС (рис. 4).

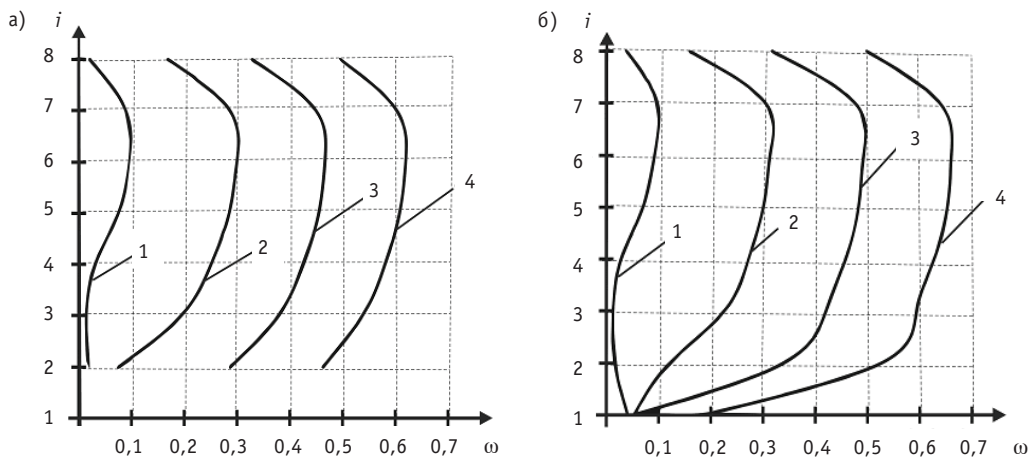


Рис. 4. Аксиальное распределение повреждения оболочки: а) – при условии постоянного размещения какой-либо ТВС на месте 55-й ТВС ($\eta = 1$); б) – при условии размещения ТВС на месте 55-й ТВС в течение первых 360 сут, далее – на месте 31-й ТВС ($\eta = 1$); 1 – 360 сут; 2 – 720 сут; 3 – 1080 сут; 4 – 1440 сут

Для первого аксиального сегмента оболочки при условии размещения ТВС на месте 55-й ТВС в течение всего времени пребывания ТВС в АКЗ потери устойчивости оболочки в соответствии с критерием (7) при $\eta = 1$ не происходит вплоть до $\tau = 2480$ сут (при $\tau > 2480$ сут расчет не выполнялся).

При условии размещения ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, а в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте 69-й ТВС для всех аксиальных сегментов потери устойчивости оболочки в соответствии с критерием (7) при $\eta = 1$ не происходит вплоть до $\tau = 2480$ сут (при $\tau > 2480$ сут расчет не выполнялся) (табл. 5).

Таблица 5

Эквивалентное напряжение и предел текучести оболочки для $\tau = 2480$ сут при условии размещения ТВС на месте ТВС № 55, 31, 69

Сегмент	8	7	6	5	4	3	2	1
$\sigma_e^{\max}(\tau)$, МПа	154,5	173,8	177,9	175,6	169,3	160,2	145,5	84,48
$\sigma_0^{\max}(\tau)$, МПа	224,8	220,0	219,6	220,3	221,6	223,3	225,3	230,9

При условии размещения ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 69-й ТВС, а в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте

Таблица 6

Эквивалентное напряжение и предел текучести оболочки для $\tau = 2495$ сут при условии размещения ТВС на месте ТВС № 55, 31, 69, 82

Сегмент	8	7	6	5	4	3	2	1
$\sigma_e^{\max}(\tau)$, МПа	115,0	135,1	140,5	138,8	133,3	124,6	105,8	34,02
$\sigma_0^{\max}(\tau)$, МПа	230,2	227,4	227,5	228,1	229,1	230,4	232,0	235,3

82-й ТВС для всех аксиальных сегментов потери устойчивости оболочки в соответствии с критерием (7) при $\eta = 1$ не происходит вплоть до $\tau = 2495$ сут (при $\tau > 2495$ сут расчет не выполнялся) (табл. 6).

Используя критерий (7), получили аксиальное распределение повреждения оболочки твэла для аксиальных сегментов с четвертого по седьмой включительно при условии размещения какой-либо ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте 69-й ТВС ($\eta = 0,75$), а также при условии размещения ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, далее в течение 360 сут – на месте 69-й ТВС, в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте 82-й ТВС ($\eta = 0,6$) (рис. 5).

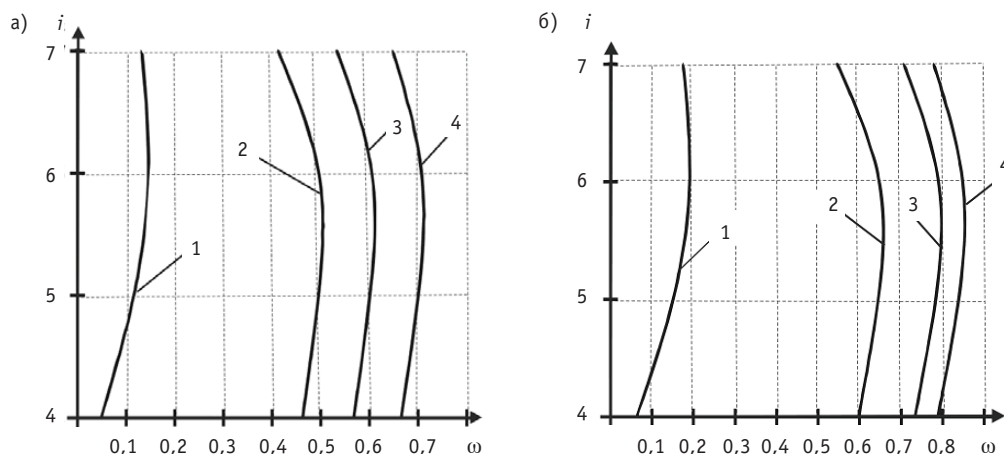


Рис. 5. Аксиальное распределение повреждения оболочки: а) – при условии размещения ТВС на месте 55-й ТВС (360 сут), 31-й ТВС (360 сут), далее – на месте 69-й ТВС ($\eta = 0,75$); б) – при условии размещения ТВС на месте 55-й ТВС (360 сут), 31-й ТВС (360 сут), 69-й ТВС (360 сут), далее – на месте 82-й ТВС ($\eta = 0,6$); 1 – 360 сут; 2 – 720 сут; 3 – 1080 сут; 4 – 1440 сут

Для восьмого аксиального сегмента, а также для аксиальных сегментов с первого по третий включительно при условии размещения какой-либо ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте 69-й ТВС момент потери устойчивости материала оболочки в соответствии с критерием (7) при $\eta = 0,75$ не достигался вплоть до $\tau = 2480$ сут.

Аналогичным образом, при условии размещения какой-либо ТВС в течение первых 360 сут на месте 55-й ТВС, в течение следующих 360 сут – на месте 31-й ТВС, далее в течение 360 сут – на месте 69-й ТВС, в течение остального времени пребывания в АКЗ – на месте 82-й ТВС для восьмого аксиального сегмента, а также для аксиальных сегментов с первого по третий включительно момент потери устойчивости материала оболочки в соответствии с критерием (7) при $\eta = 0,6$ не достигался вплоть до $\tau = 2495$ сут.

Смещение максимума повреждения оболочки вверх (в сторону шестого аксиального сегмента) при учете реального размещения ОР в АКЗ отражает тот факт, что наиболее значительные относительные скачки линейной мощности в твэле при увеличении мощности РУ наблюдаются не в центре АКЗ, а в ее верхней части.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Учитывая различие между аксиальными сегментами и ТВС ВВЭР-1000 в величинах стационарной мощности и скачка мощности при циклическом увеличении мощности РУ в переменном режиме, а также учитывая размещение ОР в АКЗ для альтернативного алгоритма суточного маневрирования мощностью и историю перемещений ТВС по АКЗ в ходе четырехлетней кампании, получили, что максимально опасным с точки зрения разрушения оболочки по механизму накопления повреждений за счет ползучести является шестой (считая от низа АКЗ, при условии разбиения длины твэла на восемь равных аксиальных сегментов) аксиальный сегмент, расположенный между координатами $z = 2,19$ м и $z = 2,63$ м.

Полученный результат подлежит уточнению, т.к. не учитывается, что увеличение толщины окисного слоя на внешней поверхности оболочки может вызвать превышение допустимого предела нормальной эксплуатации для температуры внешней поверхности раньше, чем будет достигнута потеря устойчивости материала оболочки по критерию (7).

Для критерия разрушения оболочки твэла реактора ВВЭР-1000 в переменном режиме на основе ЭВТП, предложенного в работах [1, 5, 7], требуется модификация, поскольку момент потери устойчивости материала оболочки в соответствии с критерием $\sigma_e^{\max}(\tau_0) = \sigma_0^{\max}(\tau_0)$ при учете реальной истории перестановок ТВС по АКЗ не достигается вплоть до $\tau \approx 6,8$ календарных лет.

Литература

1. Метод оценки эксплуатационного ресурса оболочки твэла легководного реактора в различных режимах нагружения / М.В. Максимов, С.Н. Пельх, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 5. – С. 294-299.
2. Сузуки М. Моделирование поведения твэла легководного реактора в различных режимах нагружения / Пер. сангл. С.Н. Пельх; под ред. М.В. Максимова. – Одесса: Астропринт, 2010. – 248 с.
3. Pelykh S.N. Estimation of local linear heat rate jump values in the variable loading mode / S.N. Pelykh, R.L. Gontar, T.V. Tsiselskaya / Abstracts of the 3rd int. conf. «Current problems of nuclear physics and atomic energy». – К.: Institute for Nuclear Research, 2010. – P. 126-127.
4. Филимонов П.Е. Программа «Имитатор реактора» для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000 / П.Е. Филимонов, В.В. Мамичев, С.П. Аверьянова // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84, № 6. – С. 560-563.
5. Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit / M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov, V.E. Baskakov // Nuclear Engineering and Design. – 2009. – V. 239. – № 12. – P. 3021-3026.
6. Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.Н. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. – М.: Академкнига, 2004. – 220 с.
7. Pelykh S.N. Model of cladding failure estimation under multiple cyclic reactor power changes / S.N. Pelykh, M.V. Maksimov, V.E. Baskakov / Proc. of the 2-nd int. conf. «Current problems of nuclear physics and atomic energy». – К.: Institute for Nuclear Research, 2008. – P. 638-641.

Поступила в редакцию 3.09.2010

ВЫЯВЛЕНИЕ ФАКТОРОВ УСКОРЕННОГО НАКОПЛЕНИЯ ПОВРЕЖДЕНИЙ В ОБОЛОЧКАХ ТВЭЛОВ, ОБЛУЧЕННЫХ В РЕКТОРЕ БН-600, НЕРАЗРУШАЮЩИМИ МЕТОДАМИ КОНТРОЛЯ

В.В. Чуев*, К.В. Митюрев, И.И. Коновалов****

**Белоярская АЭС, г. Заречный Свердловской обл.*

***ИПЯТ НИЯУМИФИ, г. Москва*



Приведены результаты анализа экспериментальных исследований твэлов, облученных в активной зоне (АЗ) реактора БН-600 вплоть до повреждающей дозы ~ 90 сна. Исследования, проведенные методами профилометрии, гамма-спектроскопии и импульсной вихретоковой дефектоскопии в «горячей» камере БН-600, направлены на выявление факторов ускоренного накопления повреждений, приводящих к разгерметизации оболочки.

Ключевые слова: дефектоскопия, «горячая» камера, контроль, послереакторные исследования, спектрометрия, импульсная вихретоковая дефектоскопия твэлов.
Key words: flaw detection, hot cell, verification, post-irradiation examination, spectrometry, pulse whirlcurrent defectoscopy, fuel pin.

ВВЕДЕНИЕ

Повышение выгорания топлива в реакторах на быстрых нейтронах (РБН) является важной задачей, которая решается путем увеличения длительности топливной кампании. Увеличение выгорания топлива может быть осуществлено только совместно с обеспечением безопасности работы твэлов в топливной сборке (герметичности твэлов) на протяжении всего их жизненного цикла.

За время эксплуатации реактора БН-600 накоплен богатый опыт [1], показывающий, что при стабильном режиме ее работы разгерметизации большого числа твэлов, имеющих сильно сниженные физико-механические свойства оболочек, не происходит. Однако разгерметизации оболочек твэлов исключены не полностью, но их число остается в рамках, допускаемых требованиями эксплуатации. Даже в случае, когда количество разгерметизировавшихся твэлов не выходит за пределы безопасной эксплуатации, повышать выгорание топлива и увеличивать при этом повреждающую дозу на оболочку необходимо с учетом всех факторов риска.

При обосновании ресурса работы сборок реакторов на быстрых нейтронах в общем случае принято рассматривать комплекс физико-механических и технологических свойств конструкционных материалов, обеспечивающих сохранение

© В.В. Чуев, К.В. Митюрев, И.И. Коновалов, 2011

работоспособности реакторных сборок при заданных параметрах эксплуатации. В работе [1] предпринята попытка обобщить факторы, определяющие во взаимосвязи работоспособность реакторных сборок БН-600 и выделить из них наиболее важные, устранение которых способствовало бы повышению выгорания топлива реактора БН-600. Результаты экспериментальных работ по исследованию структуры и свойств диоксида урана, по физико-химическому взаимодействию топлива и его продуктов деления с материалами оболочек твэлов быстрых реакторов показывают, что несмотря на обширность накопленного материала требуется детальный анализ поведения твэлов при достаточно высоких повреждающих дозах и уровнях выгорания топлива. Углубленному выявлению основных факторов, приводящих к ускоренному накоплению повреждений в оболочке твэла, посвящен анализ результатов послеексплуатационного исследования твэлов, что и является целью работы.

МЕТОДИКИ И МАТЕРИАЛЫ

Две тепловыделяющие сборки (ТВС) 1374 и Ц-63 (номера ТВС определены нормативами завода [1]) с оболочками твэлов из стали ЧС-68 х.д. (химический состав, соответствующий ТУ 14-3-1511-87, приведен в табл. 1) прошли облучение в АЗ «малого обогащения» реактора БН-600 до максимальных повреждающих доз 93 и 87 сна соответственно. Всю кампанию обе сборки отработали без отклонений.

После выгрузки из АЗ ректора ТВС 1374 была установлена во внутрореакторное хранилище (ВРХ). После выдержки в ВРХ сборка прошла отмывку и перегрузку в «горячую камеру» (ГК) БН-600. ТВС Ц-63 была выгружена из АЗ реактора и передана на исследования в ГК БН-600, минуя ВРХ. Обе сборки в ГК БН-600 были исследованы по штатной схеме методами профилометрии, гамма-спектроскопии и импульсной вихретоковой дефектоскопии.

Из таблицы 1 видно, что химический состав оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. имеет разброс по содержанию легирующих элементов в рамках ТУ. Такая неопределенность в содержании легирующих элементов является одним из факторов, приводящих к разбросу свойств оболочек твэлов и, соответственно, к различной радиационной стойкости материала.

Значения выгорания, повреждающей дозы, линейной мощности твэлов рассматриваемых ТВС приведены в табл. 2 и 3 соответственно. Все данные указаны по микрокампаниям облучения. Обе сборки были выгружены из АЗ реактора без замечаний.

Обе сборки проходили облучение в АЗ реактора при стабильном режиме работы АЗ. Условия облучения обеих сборок идентичны (см. табл. 2 и 3). Это дает право сравнивать состояния обоих твэлов.

Таблица 1

Химический состав стали ЧС-68

Сталь	С	Cr	Ni	Mn	Mo	Ti	Si	P	B
ЧС-68 х.д.	0,05–0,08	15,5–17,0	14,0–15,5	1,3–2,0	1,9–2,5	0,2–0,5	0,3–0,6	< 0,2	0,001–0,003

Таблица 2

ТВС Ц-63

МКК	Сумм. эфф.сут	q_l , кВт/м	$B_{ср}$, % т.а.	Доза, сна	$T_{обл}$ (max), °С
15	0	45,4	–	0	639
19	538	34,1	9,5	87,5	–

Таблица 3

ТВС 1374

МКК	Сумм. эфф.сут	q_1 , кВт/м	$V_{ср}$, % т.а	Доза, сна	$T_{обол}$ (max), °С
24	0	37,3	0	0	644
27	659,5	30,2	10,9	91,3	600

Профилометрия твэлов

Одним из основных методов исследований состояния облученных твэлов является определение геометрических параметров, которые составляют их радиационное формоизменение. В «горячей» камере БН-600 для профилометрии твэлов применялись несколько конструкций установок. Для измерений твэлов ТВС Ц-63 и 1374 использовались две различные системы, одной из которых был автоматизированный профилометр ТВЭЛ. Эта система предназначена для проведения измерений диаметра твэла в двух взаимно перпендикулярных направлениях вдоль образующей профиля поперечного сечения оболочки и длины твэла с фиксацией координаты измеряемой точки по длине твэла, угла поворота. Профилометр ТВЭЛ состоял из следующих основных частей: стенда профилометрии; системы автоматического управления, сбора и обработки информации; калибров геометрических размеров. Элемент устанавливался в любом положении по высоте с погрешностью $\pm 0,5$ мм на любое необходимое для проведения измерений время. Погрешность измерений составляла $\pm 0,01$ мм.

Гамма-спектрометрические исследования

Гамма-спектрометрические исследования твэлов проводятся на установке гамма-сканирования. Метод измерений основан на получении спектра собственного излучения изделия и анализе распределения продуктов деления по высоте активной зоны этого изделия с помощью вычислений площадей пиков полного поглощения соответствующих энергий. Типичные спектры излучения Cs^{137} приведены на рис. 1. Параметры пиков и их погрешности указаны в табл. 4.

Установка для гамма-спектрометрических исследований состоит из следующих основных узлов: устройства для перемещения элемента; коллимационной системы; счетного спектрометрического тракта. Исследуемый элемент на расстоянии 200 мм вертикально располагается перед входным окном коллиматора-ограничителя, представляющего собой отверстие диаметром 23 мм, просверленное в стене «горячей» камеры толщиной 1100 мм, на выходе которого размещен дополнительный регулируемый коллиматор.

При исследовании твэлы перемещаются перед входным окном коллиматора-ограничителя краном «горячей» камеры с постоянной скоростью 0,25 м/мин с

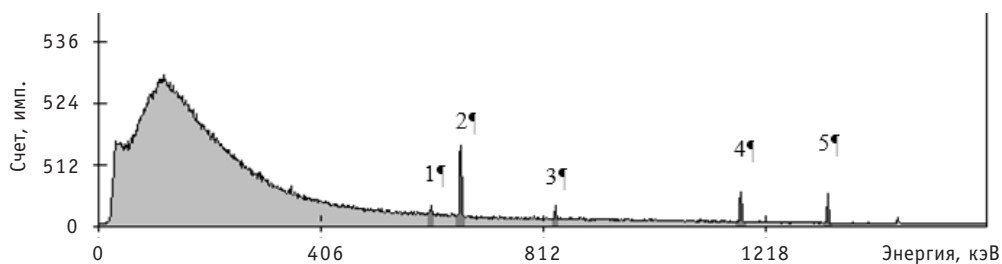


Рис. 1. Типичные характеристики фонового гамма-излучения в месте установки детектора (цифрами обозначены анализируемые пики)

Типичные характеристики фонового гамма-излучения [1]

№ пика	Энергия, кэВ	Площадь пика, имп.	Погрешность, %	Подложка, имп.	Нуклид
1	605	106	35	1070	Cs-134
2	662	2380	34	721	Cs-137
3	835	501	6	802	Mn-54
4	1174	989	15	2140	Co-60
5	1333	1450	3	87	Co-60

одновременным контролем координаты. Элемент может устанавливаться в любом положении по высоте с погрешностью 0,5 мм на любое необходимое для проведения измерений время.

Из типичных спектров гамма-излучения (рис. 1) и характеристик фонового гамма-излучения (табл. 4) видно, что основной вклад в его формирование вносят такие радиационно-активные нуклиды, как Mn-54, Co-60, Cs-137 – продукты активации компонентов конструкционных материалов и деления топлива. Фоновое излучение при проведении измерений определяется, в основном, наличием в защитной камере топливных и других элементов реакторных сборок, отходов от их разделки, которые не представлялось возможным удалить из камеры [2].

Вихретоковая дефектоскопия

Одним из экспрессных методов неразрушающего контроля облученных оболочек твэлов служит импульсная вихретоковая дефектоскопия. Приборы позволяют проводить исследования на отработавших твэлах БН-600 с целью поиска дефектов оболочек (трещин, коррозионных зон, магнитных включений и т.п.).

Принцип действия дефектоскопа основан на возбуждении в оболочке твэла импульсных вихревых токов длительностью 8,5 мкс с частотой следования 30 кГц. В результате взаимодействия электромагнитных полей в обмотках вихретокового преобразователя (ВТП) и полей вихревых токов в твэле на встречновключенных приемных обмотках ВТП формируется сигнал отклика в виде импульса напряжения. В данном сигнале заключена информация о характерных особенностях состояния оболочки в участке, находящемся в данный момент под обмотками ВТП. Образование дефекта под одной из приемных обмоток вызывает разбаланс напряжений и, соответственно, изменение формы и амплитуды сигнала отклика, который оцифровывается с помощью последовательного стробирования. В режиме полного стробирования оцифровка происходила каждые 33 нс (255 стробов на один импульс) с минимальным шагом сканирования по длине твэла, равным 0,5 мм. Таким образом, в цифровом виде создавался и хранился массив данных откликов на дефекты исследуемого твэла. Анализируя полученные результаты в сравнении с библиотекой эталонных дефектов, оцениваются размеры и идентифицируются координаты дефектов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

I. На рисунке 2 представлены результаты профилометрии, выполненные в двух перпендикулярных направлениях (сплошная и пунктирная линии), по высоте АЗ пристеночного твэла, облученного в составе ТВС 1374. Значения формоизменения твэла приведены в относительных единицах, что позволяет наглядно проде-

монстрировать локальные изменения диаметра твэла. Также на этом рисунке приведены значения эффективного формоизменения по высоте АЗ твэла, которое определяется как отношение разности значений диаметров твэлов, измеренных во взаимно перпендикулярных направлениях, к исходному диаметру твэла.

Максимум эффективного формоизменения ($\Delta d_{\text{эфф}}/d$) твэла (рис. 2) находится в области 100 мм ниже центра АЗ. На концах АЗ значения эффективного формоизменения спадают практически до нуля. Такое поведение эффективного формоизменения является следствием распухания оболочки твэла. В то же время максимальное формоизменение, измеренное вдоль одной из образующих твэла, расположено в области центра АЗ этого твэла и достигает значения $\sim 12\%$ приращения диаметра.

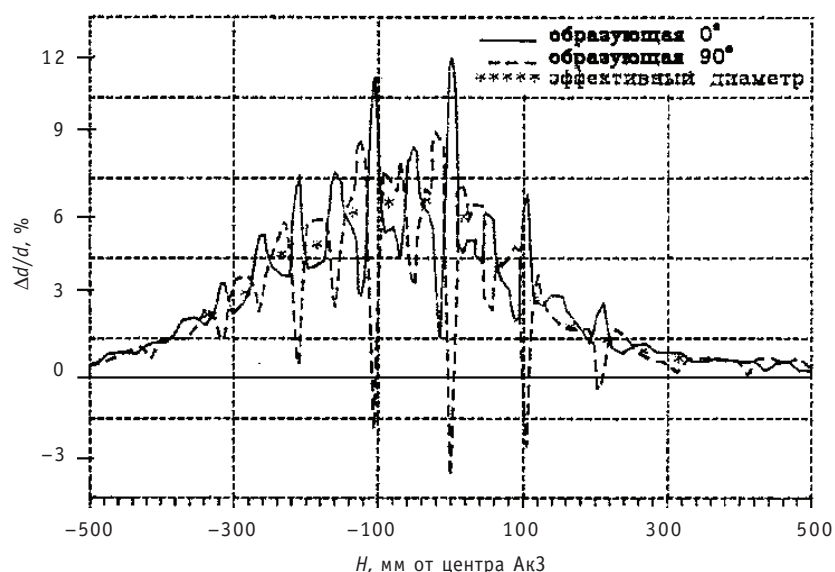


Рис. 2. Профиллограмма активной зоны пристеночного твэла ТВС 1374. Показаны изменения диаметра твэла вдоль образующих, расположенных в двух перпендикулярных направлениях (сплошная и пунктирная линии), и значения эффективного диаметра твэла (снежинки)

Очевидно, особенностью профиллограммы, представленной на рис. 2, является наличие областей резкого увеличения диаметра твэла, измеренного вдоль образующей 0° , соответствующих таким же резким уменьшениям диаметра, измеренного вдоль образующей во взаимно перпендикулярном направлении. Эти области резкого изменения диаметра локализованы в достаточно узком интервале по высоте АЗ твэла и имеют периодическую повторяемость. Интервал повторяемости соответствует шагу навивки дистанционирующей проволоки.

Для более детального исследования деформации оболочки твэла в областях резкого увеличения диаметра проведена профиллометрия твэла при его вращении вокруг своей оси. На рисунке 3 показана профиллограмма твэла, на котором в двух областях по высоте твэла, соответствующих наибольшим формоизменениям твэла (10 и 114 мм ниже центра активной зоны твэла), проведена профиллометрия твэла при его вращении. Отметим, что исследование проведено на твэле из периферийного ряда, поскольку степени свободы у твэлов этого ряда ограничены стенкой чехла ТВС, и они оказываются в наиболее напряженном состоянии.

Внутренний пунктирный круг на рисунках, сделанных при исследовании профиля твэла с его вращением вокруг своей оси (см. рис. 3), показывает исходный диаметр твэла (6,9 мм), каждый последующий круг описывает диаметр, отличаю-

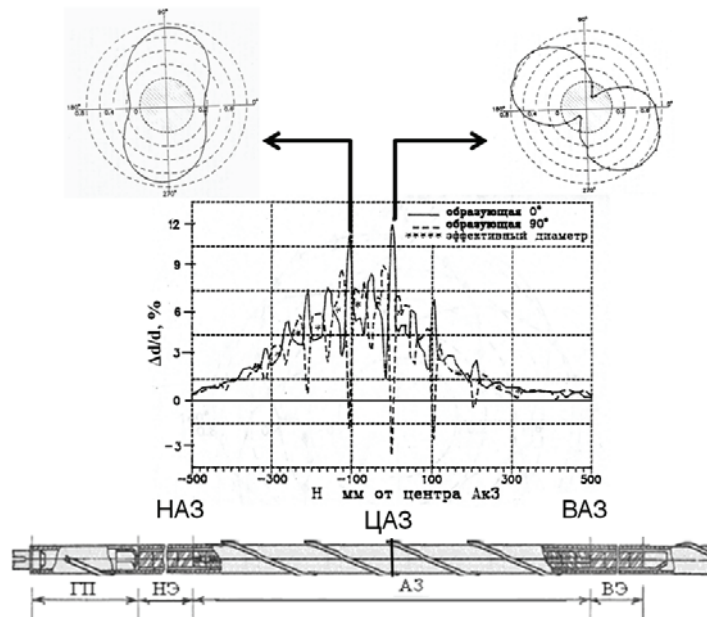


Рис. 3. Профилограмма твэла из ТВС 1374. Окружность радиусом 0 изображает исходный диаметр оболочки твэла 6,9 мм; каждая последующая окружность – увеличение диаметра на 0,2 мм

щийся от исходного на 0,2 мм. Профиль твэла, соответствующий каждому уровню по высоте, выстраивался в этих условных координатах.

Вид профиля твэла, определенный на уровне 10 мм ниже центра АЗ (рис. 3), показывает максимальную деформацию по всей длине твэла. Видно, что диаметр твэла вдоль одной из образующих стал меньше исходного диаметра твэла в этой области. Профиль остальных сечений на этом твэле имеет менее значительные деформации, однако очевидно, что в областях наибольшего увеличения диаметра вид деформации является следствием влияния дистанционирующей проволоки. Такая деформация определяется как овализация оболочки твэла.

Возникновение локальных областей овализации оболочки твэла объясняется взаимодействием пучка твэлов и нераспухающего чехла ТВС. Процесс деформирования пучка твэлов и его взаимодействие с чехлом ТВС при эксплуатации можно разделить на следующие стадии [3, 4].

1. Изначально каждый твэл в сборке находится в свободном состоянии (рис. 4а). На первой стадии деформирования, в силу различных причин, выбирается технологический зазор, который необходим для проведения технологической операции по загрузке пучка твэлов в шестигранный чехол. Пучок твэлов приходит в контакт с шестигранным чехлом ТВС.

2. Поскольку шестигранный чехол ТВС изготовлен из практически нераспухающей ферритно-мартенситной стали, деформация пучка твэлов оказывается ограничена стенкой чехла ТВС, происходит взаимодействие пучка твэлов с шестигранным чехлом. Периферийные твэлы оказываются плотно прижатыми к чехлу ТВС, а центральные деформируются более свободно, «приспосабливаясь» к новому состоянию (рис. 4б).

3. В местах контакта оболочки твэла с дистанционирующей проволокой возникают постепенно возрастающая деформация. Оболочка твэла под дистанционирующей проволокой механически изгибается, создавая в этом месте уменьшение диаметра, а в диаметрально противоположном направлении происходит «выдавливание» оболочки, что приводит к увеличению диаметра в этом месте. Это при-

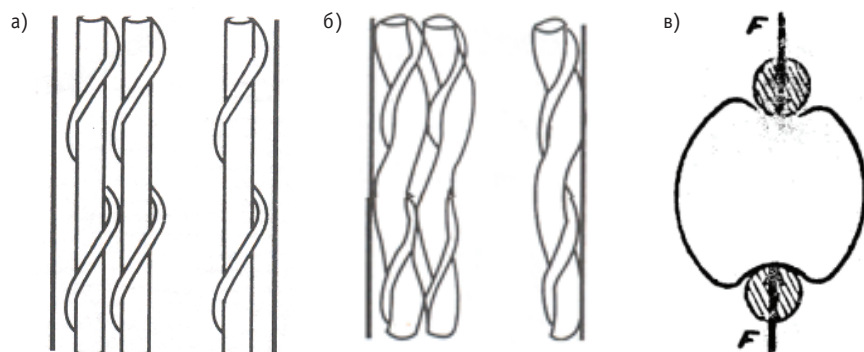


Рис. 4. Схема деформирования пучка твэлов: а) исходное состояние пучка; б) деформированный пучок; в) схематичное изображение овализации оболочки под влиянием дистанционирующей проволоки

водит к различным значениям диаметров в двух взаимно перпендикулярных направлениях, что является овализацией оболочки (рис. 4в).

Таким образом, показано, что распухание – не единственный фактор, ограничивающий работоспособность твэлов при их эксплуатации до повреждающих доз выше штатных. Кроме распухания твэлы претерпевают овализацию, что является дополнительным фактором для накопления повреждений.

II. На рисунке 5 показаны гамма-спектры распределения Cs^{137} по длине АЗ угловых твэлов, облученных в составе ТВС 1374 и ТВС Ц-63. Напомним, что после выгрузки из активной зоны реактора ТВС Ц-63 была передана на исследование в ГК БАЭС, минуя ВРХ, в то время как ТВС 1374 прошла выдержку в ВРХ.

Видно, что на спектрах твэлов, облученных в составе ТВС 1374, пики более узкие, высокие и расположены чаще, чем на спектрах твэлов ТВС Ц-63. Это отличие, по-видимому, связано с процессом выдержки ТВС 1374 в ВРХ, во время которого произошло перераспределение Cs^{137} по длине АЗ твэла. Причиной этого перераспределения может явиться изменение агрегатного состояния Cs^{137} в условиях ВРХ.

Обратимся еще раз к виду спектров на твэлах из обеих ТВС. Пики на спектрах определяют места скопления коррозионно-активных продуктов деления Cs^{137} . Наиболее узкие и часто встречающиеся на спектрах пики являются, по-видимому, скоплениями продуктов деления в промежутках между брикетами топлива и в микротрещинах [5]. Также на спектрах наблюдаются пики, расположение которых по высоте АЗ твэлов имеет периодичный характер с интервалом, кратным шагу навивки дистанционирующей проволоки. Эти пики имеют большую полуширину и выделяются на общем фоне.

На рисунке 6 путем сопоставления профилограммы и гамма-спектра Cs^{137} , измеренных по высоте АЗ твэлов, облученных в одной ТВС 1374, показано, что достаточно широкие пики, выделяющиеся на общем фоне, расположены периодически с шагом, кратным навивке дистанционирующей проволоки.

Исследования, проведенные методом гамма-спектроскопии, показали, что скопление коррозионно-активного продукта деления Cs^{137} происходит в местах овализации оболочки твэла. По мнению специалистов [5], это связано с локальным изменением температуры в этих местах. Совместное влияние температуры и коррозионно-активных продуктов деления является термодинамическим стимулом ускоренного развития повреждений. Анализ повреждений в оболочке твэлов в данной работе проведен методом импульсной вихретоковой дефектоскопии.

III. На рисунке 7а показана профилограмма твэла, облученного в составе ТВС 1374. Твэл отработал в реакторе без разгерметизации и разрушился при разделке в «горячей» камере. Результаты исследования повреждений оболочки этого твэла

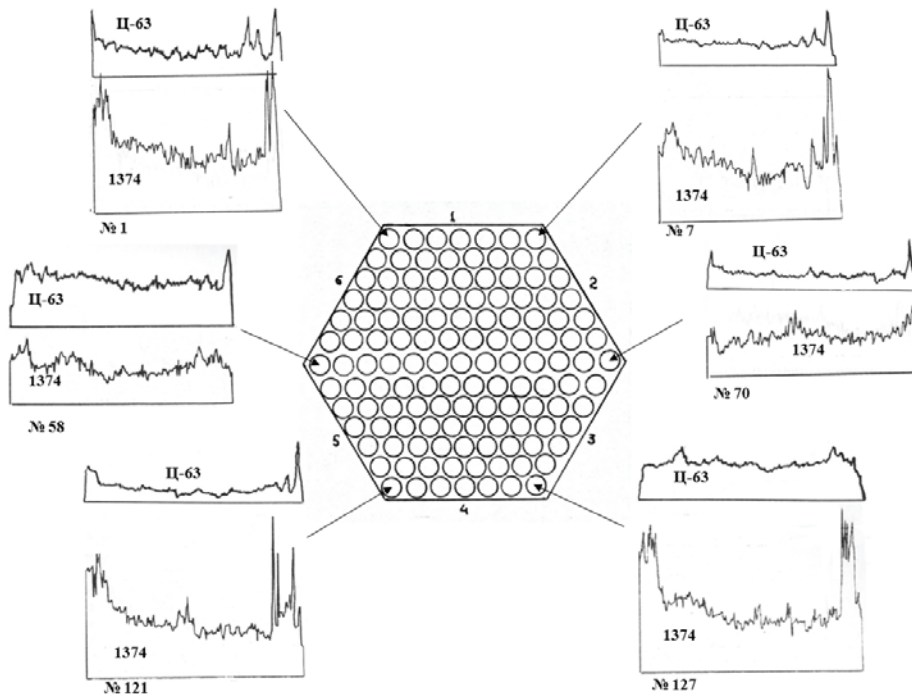


Рис. 5. Гамма-спектры угловых твэлов из ТВС 1374 и ТВС Ц-63, привязанные к картограмме расположения твэлов в сборке

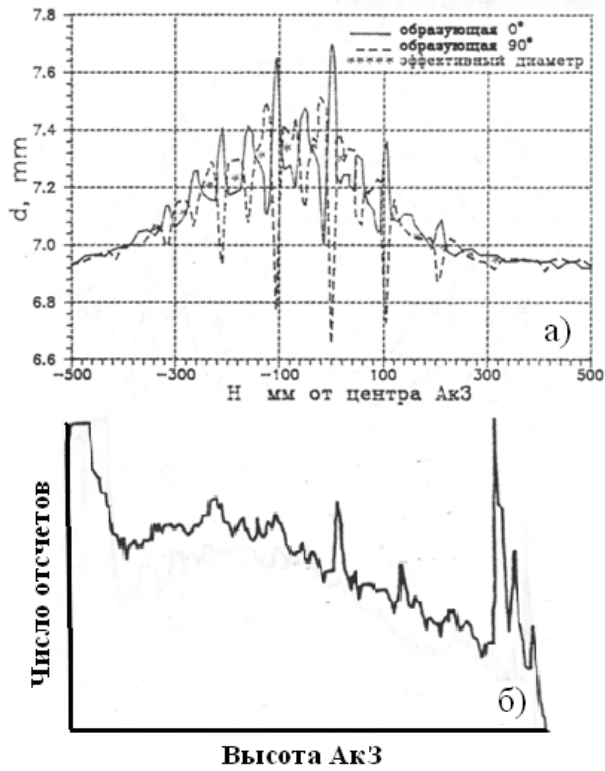


Рис. 6. Профилограмма (а) и гамма-спектр (б), измеренные по длине активной зоны твэла, облученного в ТВС 1374

методом импульсной вихретоковой дефектоскопии приведены на рис. 7б. На рисунке 7 данные вихретоковой дефектоскопии сопоставлены с профилограммой твэла. Видно, что повреждения, обнаруженные импульсной вихретоковой дефектоскопией, расположены вблизи области овализации оболочки твэла.

Французские специалисты при оценке остаточного ресурса работы твэла используют единственный критерий – момент наступления контакта между оболочкой периферийного твэла и стенкой чехла ТВС, что приводит к росту температуры в точке касания, сопровождаемому резким увеличением деформации термической ползучести оболочки под воздействием контактных сил, и разрушению в точке контакта [4].

Таким образом, показано, что в области овализации оболочки твэла происходит ускоренный процесс накопления повреждений в результате действия многих факторов. Он определяется распределением температуры и коррозионно-активных продуктов деления по высоте АЗ твэла, возможностью твэлов воздействовать друг на друга посредством дистанционирующей проволоки. Методом импульсной вихретоковой дефектоскопии показано, что область формирования повреждения локализована в области овализации оболочки. Результаты работы во многом согласуются с критерием, предложенным французскими специалистами.

Однако по данным французских исследователей [6] работоспособность твэлов ограничена распуханием оболочек ~10% объема, которое определяет допустимую деградацию механических свойств оболочек, изготовленных из аустенитной холоднодеформированной стали типа 316Ti. Как показано экспериментально, твэлы реактора БН-600 работоспособны при распухании оболочек из аналогичной отечественной стали ЧС68 х.д. (холодная деформация), равном $(14,7 \pm 3,0)\%$ об. в среднем по пучку ТВС с максимальной повреждающей

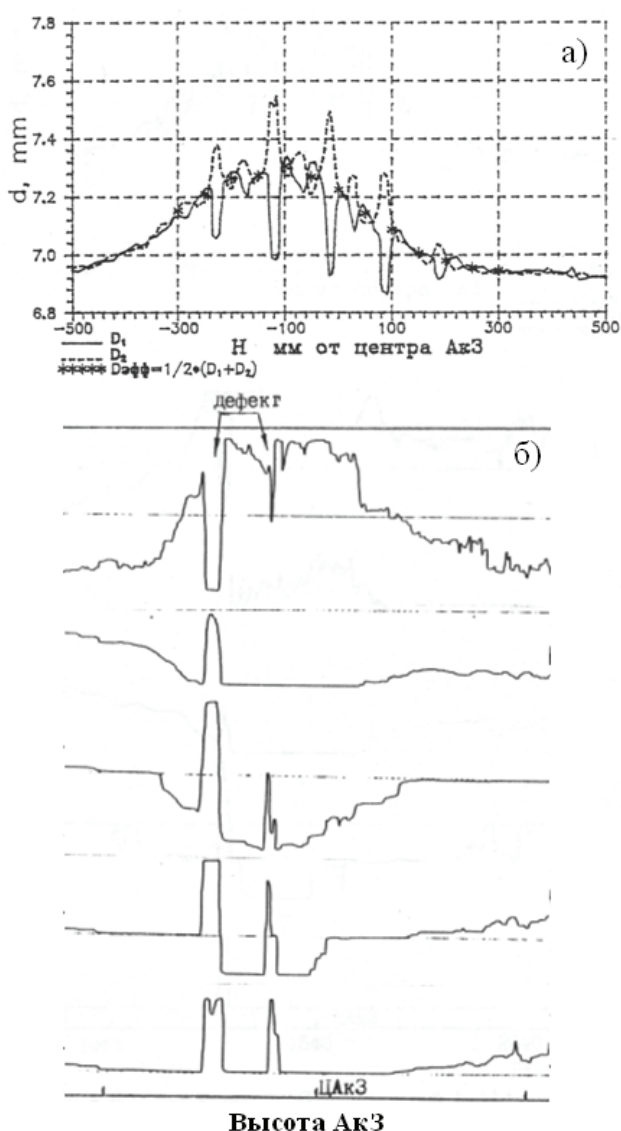


Рис. 7. Сопоставление профилограммы (а) и строга вихретоковой дефектоскопии (б), измеренных по длине АзЗ твэла, облученного в ТВС 1374

дозой 82 сна при максимальном распухании ($16,2 \pm 0,6$)% об., усредненном для группы из 36-ти аномальных твэлов той же ТВС [7]. Твэлы ТВС 1374 отработали без разгерметизации в реакторе до усредненного по пучку распухания ($22,2 \pm 2,7$)% об. при максимальной по сборке дозе 93 сна, но показали полную деградацию механических свойств оболочек группы твэлов, составляющей ~ 25% от их количества в ТВС. Выявленные особенности указывают на актуальность уточнения критериев работоспособности твэлов быстрых реакторов, оболочки которых изготовлены из сталей аустенитного класса, и продолжения углубленного анализа накопленного экспериментального материала при распухании в интервале 15–20% при соответствующих высоких повреждающих дозах и глубоком выгорании топлива.

ВЫВОДЫ

- Экспериментально выявлена овализация пристеночных твэлов, облученных до высоких повреждающих доз.
- Исследовано распределение Cs^{137} по высоте активной зоны твэлов методом гамма-спектроскопии как для твэлов, прошедших выдержку во внутриреакторном хранилище, так и выгруженных минуя внутриреакторное хранилище. Показано, что в областях овализации твэла скапливается Cs^{137} , являющийся коррозионно-активным продуктом деления.
- Методом импульсной вихретоковой дефектоскопии установлено, что в местах овализации оболочки твэла возникают повреждения, определяющие остаточный ресурс твэла.
- Овализация, вызванная ограничением формоизменения пучка твэлов чехлом ТВС, является важным фактором в накоплении радиационных повреждений в оболочках твэлов, облученных до высоких повреждающих доз. Ее необходимо учитывать при оценке работоспособности твэлов на повышенные выгорания и повреждающие дозы.

Авторы выражают благодарность О.С. Коростину (ФГУП ВНИИНМ) за предоставленные экспериментальные данные и высказанные полезные замечания при обсуждении статьи.

Литература

1. Чуев В.В. Поведение конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности/Дисс. на соиск. уч. ст. д.т.н. Заречный, 2007. – 312 с.
2. Бушуев А.В., Петрова Е.В., Кожин А.Ф. Практическая гамма-спектрометрия: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2006. – 124 с.
3. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов/Под ред. Ф.Г. Решетникова. Кн. 2. – М.: Атомиздат, 1995. – 340 с.
4. Truffert J., Jbin N. Une Rupture daiguille Phenix en 316 ecroui par interaction mecanique entre le faisceau et le tube hexagonal origine et consequences. Rencontre CEA/GKAE . Mars. 1987.
5. Alvin Boltax. Mixed oxide fuel pin performance. Materials Science and Technology. v.10B. Part II. 1994.
6. Dubuisson P.H., Seran J.L., Soulat P. Irradiation embrittlement of reactors internals materials. Effect of irradiation on Water reactors internals. June. 1997. V. 3
7. Баканов М.В., Мальцев В.В., Н.Н. Ошканов, Чуев В.В. Основные результаты контроля работоспособности твэлов с оболочками из аустенитных сталей нового поколения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1.

Поступила в редакцию 17.01.2011

ОБУЧЕНИЕ ПРОФЕССИОНАЛЬНО-ОРИЕНТИРОВАННОМУ ИНОЯЗЫЧНОМУ ОБЩЕНИЮ СТУДЕНТОВ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ СПЕЦИАЛЬНОСТЕЙ

Е.А. Аврамова

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Рассматриваются особенности языковой подготовки студентов ядерно-энергетических специальностей ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Дается описание учебно-методического комплекса «Иностранный язык», разработанного автором и ее коллегами для студентов данных специальностей. Представлена последовательность языкового материала, подлежащего усвоению в ходе обучения. Особое внимание уделяется формированию коммуникативных, социокультурных и информационных умений устной и письменной речи, необходимых для иноязычного общения в профессиональной сфере.

Ключевые слова: коммуникативная компетенция, профессионально-ориентированное общение, учебно-методический комплекс дисциплины (УМКД), содержание обучения, навыки речевой деятельности, рецептивные и продуктивные умения.

Key words: communicative competence, professionally oriented communication, teaching materials package, teaching content, language skills, receptive and productive skills.

Развитие международных связей, технологические и информационные изменения в мире, а также расширение научно-технического сотрудничества диктуют необходимость формирования коммуникативных умений у студентов технических вузов. На современном этапе межкультурный, научный обмен и профессиональное взаимодействие способны осуществлять только специалисты, приобщенные к иноязычным культурам и, в первую очередь, к культурам англоязычных стран. В современных условиях вряд ли можно говорить о конкурентоспособности выпускника, если он не владеет английским языком на уровне, необходимом для эффективной профессиональной деятельности. Поэтому основными задачами кафедры иностранных языков ИАТЭ НИЯУ МИФИ при обучении студентов ядерных специальностей английскому языку являются

- формирование коммуникативной компетенции как одной из важнейших составляющих готовности и способности будущих специалистов к успешной профессиональной деятельности;

© *Е.А. Аврамова, 2011*

- формирование коммуникативных, социокультурных и информационных умений устной и письменной речи, необходимых для иноязычного общения в профессиональной сфере.

Для решения этих задач на кафедре иностранных языков ИАТЭ НИЯУ МИФИ был разработан учебно-методический комплекс дисциплины (УМКД) «Иностранный язык» для студентов ядерных специальностей, продолжающих изучение языка в вузе (авторы доцент Е.А. Аврамова и доцент С.Н. Смирнова). Следует отметить, что в отечественной методической литературе не существует учебников английского языка для студентов, обучающихся в вузе по ядерным специальностям, поэтому в данном учебно-методическом комплексе использованы исключительно учебные пособия и методические разработки преподавателей кафедры иностранных языков ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Разработано два варианта учебно-методического комплекса. Оба варианта УМКД рассчитаны на четыре учебных семестра, но один на 170 аудиторных часов, а второй – на 216, в зависимости от учебных программ для различных специализаций. Оба УМКД основаны на одном и том же базовом лексико-грамматическом материале и использовании одних и тех же учебников и учебных пособий. Различие заключается в том, что в курсе, рассчитанном на 216 аудиторных часов, предусматривается больше времени на изучение некоторых разделов, а значит, предполагается не только более детальное и тщательное изучение учебного материала, но и более глубокое его закрепление.

Большее количество аудиторных часов означает также, что преподаватель имеет возможность не только уделять больше времени индивидуальной работе со студентами (чтение и обсуждение индивидуальных статей, обучение реферированию, подготовке устных сообщений и докладов по прочитанным статьям), но и активнее использовать на уроке аудиозаписи (записи в формате MP3, программы BBC 6 Minute English) и видеоматериалы (например, видеофильмы профессиональной направленности «The Pressurized Water Reactor», «Flamanville 3 Project», «The Large Hadron Collider») и др.

Тем не менее, оба варианта УМКД направлены на достижение одной цели – практическое овладение языком, позволяющее использовать его в научной работе и вести профессиональную деятельность в иноязычной среде. Это означает, что окончившие курс обучения по данной программе должны овладеть всеми видами речевой деятельности в следующем объеме.

Чтение

- уметь свободно читать и использовать в научной работе оригинальную научную литературу по специальности, опираясь на изученный языковой материал, профессиональные и страноведческие знания и языковые навыки;
- овладеть всеми видами чтения (изучающее, ознакомительное, поисковое и просмотровое).

Говорение

- владеть подготовленной, а также неподготовленной монологической и диалогической речью в ситуациях научного, профессионального и бытового общения;
- уметь делать сообщения, доклады и презентации на иностранном языке по ядерной специальности.

Аудирование

- уметь понимать на слух оригинальную монологическую и диалогическую речь в ситуациях научного, профессионального и бытового общения.

Письмо

• владеть умениями и навыками письма в пределах изученного языкового материала, в частности, уметь изложить содержание прочитанного в форме резюме, аннотации, реферата, писать сообщение или доклад по прочитанным статьям, вести деловую переписку.

Очевидно, что сформировать все вышеперечисленные навыки и умения, необходимые для профессионально-ориентированного общения в иноязычной среде, весьма сложно в рамках существующей сетки часов. Зачастую приходится работать со студентами, имеющими очень низкий уровень подготовки по английскому языку, преодолевать их нежелание и неумение учиться и работать в условиях жесточайшего дефицита времени.

Поэтому актуальной является проблема отбора содержания обучения, которое должно удовлетворять требованиям, предъявляемым к иноязычной деятельности будущих инженеров-ядерщиков. Во-первых, обязательные для усвоения тексты в письменной и устной речи должны быть профессионально-направленными, информативными, современными, интересными и актуальными по содержанию, соответствовать уровню обученности студентов и не быть для них ни слишком простыми, ни слишком сложными. Во-вторых, так как времени для аудиторной работы выделяется очень мало, нужно суметь при отборе учебного материала отбросить все второстепенное, выделить самое главное в огромном потоке существующей информации по ядерным технологиям и сосредоточиться на обработке и изучении этого тщательно отобранного материала.

Основными источниками англоязычных текстов, используемых в данном УМКД для аудиторной и самостоятельной работы, являются

- интернет-сайты по ядерным технологиям, профессиональные форумы (www.iaea.org, www.worldnuclear.org, www.energy.gov и др.);
- электронные версии материалов научных конференций по проблемам ядерной энергетики;
- различные периодические издания («Scientific American», «Nuclear Technology», «Nuclear Europe Worldscan» и другие);
- статьи из периодической печати;
- видеоматериалы.

Ниже приводится краткий обзор форм и способов реализации поставленных задач в УМКД «Иностранный язык» для студентов ядерных специальностей, продолжающих изучение языка в вузе. Для этого проанализируем последовательность изложения учебного материала и его распределение по семестрам.

ПЕРВЫЙ-ВТОРОЙ СЕМЕСТРЫ

Основной задачей курса профессионально-ориентированного английского для ядерно-энергетических специальностей в первом-втором семестрах является развитие всех навыков речевой деятельности на иностранном языке, полученных в средней школе, что предполагает совершенствование лексических и грамматических навыков, а также овладение новым для студентов регистром речи – языком избранной специальности в устной и письменной формах. Решение поставленных задач достигается через формирование следующих знаний и умений:

- знание необходимого количества лексических единиц, относящихся к общему английскому языку (General English), интернациональной лексике и терминологии области специализации студента;
- знание грамматических правил и моделей, позволяющих понимать тексты и правильно строить собственную речь в разных видо-временных формах и в раз-

личной модальности;

- умение понимать английскую речь и строить собственную речь на английском языке (устно и письменно) в рамках определенного спектра бытовых ситуаций и по общим вопросам своей специальности.

Основной учебный материал, обязательный для усвоения в первом семестре первого курса, излагается в учебном пособии Е.А. Аврамовой «Nuclear Power for Beginners» («Ядерная энергетика для начинающих»). Цель данного учебного пособия – первое знакомство вчерашних школьников с новым для них профессионально-ориентированным английским для ядерных специальностей, а также закрепление и дальнейшее развитие навыков чтения, говорения и грамматических навыков, полученных в средней школе. Пособие содержит тщательно отобранные аутентичные современные тексты для развития различных навыков чтения (детального, поискового, извлечения смысловой информации). К текстам разработана система лексических и коммуникативных упражнений, нацеленных на овладение общенаучной лексикой, а также на ознакомление студентов с интернациональной лексикой и терминологией, относящейся к профессиональной сфере деятельности студентов. Предлагаемые тексты и разработанные к ним упражнения дают возможность использовать различные виды работы, тем самым снимая определенные языковые трудности и логически подводя обучаемых к обсуждению тематики текста на основе уже усвоенной лексики и грамматики; таким образом происходит формирование начальных навыков профессиональной коммуникации на английском языке.

Учебный материал пособия располагается в следующей логической последовательности: сначала студенты знакомятся с историей института атомной энергетики, в котором им предстоит учиться, а также с историей города Обнинска, где институт расположен, и первой атомной электростанции, благодаря которой Обнинск и был основан. Так как большинство студентов приезжает учиться в ИАТЭ из других городов, для них эта информация является новой и интересной. Затем студентам предлагаются тексты, которые постепенно подводят их к их профессиональной тематике. В них рассматриваются темы «Строение материи. Атомы и изотопы», «Виды, формы и источники энергии», «Возобновляемые источники энергии», «Атомная энергия и ее преимущества по сравнению с другими источниками энергии». Кроме того, пособие содержит ряд текстов из истории науки, в частности, физики («What is Physics?», «Alfred Nobel Rests in Peace», «Albert Einstein»). На основе текстов разработаны как задания на развитие рецептивных умений (соотнесение разрозненных предложений со смысловыми частями текста, выстраивание частей текста в логической последовательности и т. д.), так и коммуникативные задания, в основе которых лежит приём «информационный пробел» (information gap), когда участник общения не владеет всей полнотой информации и для успешного выполнения задания вынужден искать информацию, пользуясь источниками на английском языке (например, «Найдите в Интернете сведения о том, кто из российских ученых получил Нобелевскую премию по физике и за что»).

Во втором семестре обучение ведется по учебному пособию С.Н. Смирновой «История атомных идей». В нем продолжается изучение тем, связанных с ядерной энергетикой, но при этом и содержательная сторона, и языковой материал текстов усложняются. Логика изложения учебного материала тщательно продумана. Пособие начинается с текстов о моделях атомного ядра, затем изучаются следующие темы: «Кварковая гипотеза и элементарные частицы», «Радиация и радиоактивность», «Ядерная цепная реакция», «Строение ядерного реактора». Кроме тек-

стов, касающихся таких ключевых для ядерной энергетики понятий как «радиоактивность», «цепная реакция», «активная зона реактора» и др., пособие «История атомных идей», как и следует из его названия, содержит множество познавательной и занимательной информации об истории развития атомной отрасли. Например, студенты узнают о том, как появились некоторые термины («quark», «barn», «scram»), какие ученые работали в области ядерной физики и какой вклад они внесли в ее развитие (Эрнест Резерфорд, Нильс Бор, Энрико Ферми и др.). Таким образом, в процессе освоения учебного материала, представленного в пособии, студенты овладевают необходимым количеством лексических единиц, относящихся к общему английскому языку (General English), интернациональной лексике, а также определенным объемом терминологии, относящейся к их профессиональной сфере деятельности – ядерным технологиям.

Во втором семестре продолжается работа, направленная на формирование грамматических навыков, необходимых для достижения иноязычной коммуникативной компетенции. Для этой цели используется учебное пособие С.Н. Смирновой «Essential Grammar for Technical Students», которое включает в себя основные грамматические сведения по английскому глаголу и систему упражнений для отработки и закрепления грамматических навыков. В пособии приведен тщательно отобранный грамматический материал, подлежащий усвоению в курсе профессионально-ориентированного английского языка. Оно составлено с учетом трудностей овладения грамматической стороной речи на иностранном языке и содержит большое количество упражнений, направленных на формирование грамматических навыков речи для обеспечения профессиональной коммуникации на английском языке. В пособии широко используются грамматические модели для формирования грамматических навыков речи, реализуется тщательно продуманная и разработанная автором система контроля за уровнем сформированности грамматических навыков.

ТРЕТИЙ-ЧЕТВЕРТЫЙ СЕМЕСТРЫ

Основной целью преподавания дисциплины в третьем-четвертом семестрах является дальнейшее совершенствование базовых навыков общего английского языка (General English), овладение научной речью, а также терминологией, относящейся к профессиональной деятельности студентов. Решение поставленных задач достигается через формирование следующих знаний и умений:

- знание 2500 – 3000 единиц, относящихся к общему языку, интернациональной лексике и терминологии ядерных специальностей;
- знание грамматических правил и моделей, позволяющих понимать достаточно сложные тексты и правильно строить собственную речь;
- умение работать со специальными словарями, в том числе с электронными, размещенными в Интернете (онлайн-словарями);
- умение понимать, грамматически правильно и стилистически адекватно переводить (со словарем) оригинальные письменные английские тексты по ядерной специальности;
- умение правильно передавать содержание текста по специальности на английском языке, выделять из него информацию по заданному вопросу;
- умение понимать устную речь на английском языке по широкому кругу общенаучных и специальных проблем;
- умение составлять письменный реферат по прочитанной статье и делать устное сообщение в группе или на ежегодной студенческой конференции на английском языке.

В третьем семестре продолжается работа над расширением лексического запаса, необходимого для овладения научной речью в профессиональной сфере деятельности студентов и над совершенствованием языковых навыков, обеспечивающих профессиональную коммуникацию на английском языке. Эта работа ведется на материале учебного пособия С.Н. Смирновой и И.А. Воробьевой «Nuclear Reactors». В содержательном отношении оно логически продолжает и развивает линию, начатую С.Н. Смирновой в пособии «История атомных идей». Если в конце второго семестра студенты знакомятся с основными элементами ядерного реактора вне зависимости от типа его конструкции, то третий семестр посвящен изучению на английском языке различных типов реакторов. Студенты знакомятся с такими «классическими» типами реакторов, как реактор с водой под давлением, реактор с кипящим теплоносителем, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, тяжеловодный реактор типа CANDU, реакторы на быстрых нейтронах; при этом студенты учатся обсуждать на английском языке конструкционные особенности каждого из них и различия между ними.

Учебный материал, подлежащий усвоению в четвертом семестре, представлен в учебном пособии Е.А. Аврамовой и С.Н. Смирновой «Nuclear Power: Ideas and Issues». Студенты продолжают знакомиться с типами реакторов, но на этом этапе обучения они узнают об инновационных реакторах четвертого поколения – реакторе с шаровыми твэлами, реакторе на сверхкритической воде и реакторе на быстрых нейтронах нового поколения. Для изучения им предлагается материал о топливном цикле реактора. В заключение курса студенты учатся обсуждать преимущества и проблемы, связанные с ядерной энергетикой. В частности, они учатся рассуждать о проблемах безопасности ядерных реакторов, захоронения ядерных отходов, нераспространения ядерных материалов. Таким образом, к концу четвертого семестра студенты осваивают значительный объем лексических единиц, относящихся к общенаучному языку, интернациональной лексике и терминологии ядерной специальности.

Следует отметить, что учебный материал, подлежащий усвоению, не ограничен рамками вышеупомянутых учебных пособий. Важной частью курса профессионально-ориентированного английского языка в ИАТЭ НИЯУ МИФИ является самостоятельная работа студентов, которая заключается в чтении и переводе оригинальных научных и научно-популярных статей из разных источников. УМКД содержит банк статей для аудиторного и индивидуального чтения в электронном виде, который постоянно обновляется и пополняется.

Работа над формированием и совершенствованием грамматических навыков в третьем и четвертом семестрах продолжается, но в минимальном объеме, так как количество аудиторных часов сокращается на треть по сравнению с первым и вторым семестрами. Поэтому кажется целесообразным в этих условиях сосредоточиться на формировании навыков, обеспечивающих профессиональную коммуникацию на английском языке, опираясь на сформированные ранее грамматические навыки и используя и развивая лексический запас, необходимый для овладения научной речью в профессиональной сфере деятельности студентов.

Одним из эффективных способов достижения этой цели является использование элементов ролевых и деловых игр, например, конференций на английском языке. Конференция – один из способов совершенствования навыков монологических высказываний студентов, ранее не имевших такого опыта. На кафедре иностранных языков ИАТЭ НИЯУ МИФИ студенческие конференции на английском языке стали традицией и проводятся ежегодно в весеннем семестре. Участие в таких конференциях является стимулом к освоению технической терминологии, к овла-

дению умениями точного формулирования мысли, чтобы быть понятым аудиторией и членами комиссии. Прослушав доклады, студенты имеют возможность обсудить их, задать вопросы докладчикам и ответить на вопросы слушающих, получить квалифицированные рекомендации при обсуждении спорных вопросов. Все это способствует совершенствованию профессионально-ориентированного общения на английском языке, что является актуальной методической задачей.

Как известно, эффективный контроль – обязательное условие и важный инструмент продуктивного обучения, выполняющий диагностическую, коррекционную, мотивационно-стимулирующую и организующую функции. Контроль за уровнем сформированности языковых навыков осуществляется при помощи балльно-рейтинговой системы, включающей в себя тщательно продуманные формы контроля текущего, промежуточного (6, 10, 15 недели) и итогового (семестровые зачеты и экзамен в конце курса), что способствует повышению объективности и достоверности оценки уровня подготовки студентов по английскому языку. Учебно-методический комплекс дисциплины «Иностранный язык» для студентов ядерных специальностей содержит контрольно-измерительные материалы, разработанные для проведения промежуточных и итоговых контрольных мероприятий.

Таким образом, эффективность УМКД «Иностранный язык» для ядерных специальностей обусловлена целым комплексом лингво-дидактических характеристик, важнейшими из которых представляются следующие:

- тщательный отбор учебного материала;
- структурирование материала в логической последовательности;
- стройная и логичная система лексических, грамматических и коммуникативных упражнений, способствующих его усвоению;
- адекватная система контроля.

Практика образовательного процесса даёт основания заключить, что последовательная реализация УМКД «Иностранный язык» для студентов ядерно-энергетических специальностей, разработанного на кафедре ИНО ИАТЭ НИЯУ МИФИ, позволяет решать стоящую перед ней методическую задачу – формирование у студентов компетенций, необходимых для использования английского языка в профессиональной речевой коммуникации в своей дальнейшей работе.

Литература

1. Леонтьев А.А. Общая методика обучения иностранным языкам. – М.: Русский язык, 1991. – 360 с.
2. Пассов Е.И. Программа-концепция коммуникативного иноязычного образования. – М.: Просвещение, 2000. – 171 с.
3. Соловова Е.Н. Методика обучения иностранным языкам. 2-е изд. М.: АСТ-Астрель, 2010. – 272 с.
4. Тер-Минасова С.Г. Язык и межкультурная коммуникация. – М.: Слово/Slovo, 2000. – 264 с.
5. Common European Framework of Reference for Languages: Learning, Teaching, Assessing. – Strasbourg: CUP, Council for Cultural Cooperation, Education Committee, and Modern Language Division, 2001. – 476 p.

Поступила в редакцию 24.01.2011

СОВРЕМЕННЫЕ КОМПЬЮТЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В ПОДГОТОВКЕ СПЕЦИАЛИСТОВ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПРОФИЛЯ И НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

Ю.А. Коровин, А.В. Тихоненко

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Обсуждаются инновационные методы в процессе подготовки специалистов ядерно-энергетического профиля и научных исследований, осуществляемые на базе современных компьютерных технологий. Основой такого подхода являются широкое использование методов математического моделирования и современных программных методов; разработка, совершенствование и применение комплексов проблемно-ориентированных программ для сопровождения учебного процесса и решения фундаментальных и прикладных проблем ядерной физики и энергетики.

Ключевые слова: компьютерные технологии, подготовка специалистов, ядерная энергетика, программные инструменты, комплексы программ.

Key words: computer technologies, human resource development, nuclear power engineering, software tools, program systems.

ИННОВАЦИОННЫЕ МЕТОДЫ В ПРОЦЕССЕ ПОДГОТОВКИ СПЕЦИАЛИСТОВ

Обучение физики в процессе подготовки специалистов ядерно-энергетического профиля имеет особое значение, поскольку закладывает фундаментальные и интеллектуальные основы современной наукоемкой профессии. При этом возрастающие энергетические и информационные запросы современного общества задают повышенные требования к персоналу и разработчикам ядерно-энергетических объектов как в части качества профессиональной подготовки, так и с точки зрения овладения современными компьютерно-коммуникационными технологиями. Адекватного совершенствования и модернизации требует процесс преподавания физики.

При такой модернизации предполагается реализация инновационного учебного процесса – подхода, который, с одной стороны, основан на знаниях всех базовых фундаментальных принципов физико-математического и инженерного образования, а с другой, – на использовании современных компьютерных средств и обеспечивает студентов и преподавателей самыми современными математическими и технологическими компьютерными инструментами обучения, сочетающими аналитические вычисления, численный анализ и качественную визуализацию данных и результатов.

© Ю.А. Коровин, А.В. Тихоненко, 2011

В связи с этим требуется использование современных форм организации учебного процесса, предполагающих сочетание традиционных по форме занятий, организованных с применением компьютерных средств, и новых информационных форм обучения (компьютерный практикум, имитационное моделирование, использование сетей и средств Интернета); усиление моделирующей и исследовательской составляющих при изучении физических и ядерно-технологических процессов и явлений; использование современных форм организации учебного процесса, сочетающих фундаментальность и систематичность российской образовательной школы с современными информационными технологиями; многовариантность учебно-методических комплексов и их соответствие необходимому образовательному стандарту; организацию учебного процесса с акцентом на смысловом, функционально-целевом и компетентностном подходах.

Материальной и технологической базой инновационного учебного процесса являются создаваемые информационные ресурсы и базы знаний, которые реализуются как элементы виртуальной компьютерной обучающей среды; переносят многие рутинные операции планирования обучения, реализации учебного процесса, контроля и проверки знаний в компьютерные системы; расширяют средства контроля знаний, умений и навыков – от диалоговых программ до имитационно-моделирующих систем; организуют компьютерные базы данных образовательных ресурсов и систему эффективного доступа к ним учащегося и преподавателя.

Такая база инновационного учебного процесса дает возможность реализации проблемно-ориентированного междисциплинарного подхода к изучению физики и смежных наук, решая проблему надпредметных и межпредметных связей и организуя учебный процесс проблемно-ориентированного типа, отражающего особенности подготовки специалистов ядерно-энергетического профиля с точки зрения формирования учебно-познавательных и научно-исследовательских компетентностей.

При этом компьютерные технологии дают возможность повышения активной составляющей обучения, контекстного обучения и обучения на основе опыта и практики, предполагающих развитие современных умений и навыков получения, обработки, усвоения и использования информации, самообучения; многоплановость (по уровню подготовки), многовариантность (по траекториям обучения) и наглядность обучения и контроля; формирование широкого кругозора обучаемого как в общем естественно-научном, так и профильном, ядерно-физическом направлениях; применение знаний для объяснения явлений природы, свойств вещества, принципов работы ядерно-технических устройств, решения физических задач, самостоятельного приобретения информации физического содержания и оценки достоверности, использования современных информационных технологий с целью поиска, переработки и предъявления учебной и научно-популярной информации по физике и энергетике; обеспечение базовой задачи процесса учения (обучения) физики – формирование особых интеллектуальных умений ядерно-физического профиля.

Дополнительными инновационными элементами обучения специалистов ядерно-физических специальностей являются учебно-исследовательские ресурсы: физический практикум, математическое моделирование и вычислительный эксперимент для физических процессов и явлений; универсальные учебно-исследовательские комплексы программ, применяемые студентами и аспирантами при выполнении учебно-исследовательских курсовых и дипломных работ и диссертаций; учебно-проектная организация обучения, сочетающая индивидуальное обучение

и выполнение заданий на базе научных задач с работой в учебно-исследовательских группах, выполнение курсовых и проектных заданий по научной тематике кафедры.

Представляется естественным решение задач инновационного образования с ориентацией, с одной стороны, на лучшие отечественные и зарубежные аналоги образовательных программ, отражающие новейшие достижения в науке и технике, перспективные направления ядерно-физической отрасли, а с другой, – на их модернизацию с учетом новейших фундаментальных и прикладных разработок в физико-техническом, ядерно-энергетическом и других направлениях развития современных высокотехнологических отраслей.

КОМПЬЮТЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И ГРУППЫ ПРОГРАММНЫХ ИНСТРУМЕНТОВ

С применением компьютерных технологий практически во всех сферах жизни общества уже снят вопрос: использовать или нет компьютеры в подготовке кадров; актуальным на сегодняшний день уже является вопрос, как и в каком качестве их использовать. В этом смысле среди огромного числа компьютерных ресурсов следует сосредоточиться на таких программных продуктах, при использовании которых в процессе подготовки специалистов ядерно-энергетического профиля, с одной стороны, не требовалось бы трудоемкое общение с компьютером, обладающих при этом адекватными математическими возможностями, а с другой, – являющихся бы научными современными инструментами, предназначенными для решения актуальных фундаментальных и прикладных проблем ядерной физики и энергетики.

В этом контексте учебно-исследовательская и научная работа основаны на использовании (помимо традиционных) подходов, предполагающих широкое применение методов математического моделирования, современных программных методов, а также разработку, совершенствование и применение комплексов проблемно-ориентированных и прикладных программ.

К одной группе таких программных инструментов можно отнести системы символьной математики – интерактивные многофункциональные компьютерные системы высшего интеллектуального уровня, сочетающие простоту использования с мощностью самых современных математических инструментов. Поэтому такие системы являются как интерактивной учебно-исследовательской виртуальной средой, так и мощным инструментом научных исследований [1,2]: они во многом адекватны потребностям ядерной физики и энергетики как средства, содержащие самые разнообразные математические инструменты, необходимые при проведении научных и проектных исследований.

Ко второй группе программных инструментов относятся прикладные пакеты специализированного типа, предназначенные для исследования и сравнительного анализа моделей ядерных данных, вычисления сечения ядерных реакций на основе разных подходов с использованием моделей Хаузера-Фешбаха и Вайскопфа, расчета плотности ядерных уровней в рамках моделей ферми-газа и сверхтекучей, проведения варьирования параметров моделей для достижения согласия с известными экспериментальными данными [3 – 6].

Наиболее эффективное использование обеих групп программных инструментов осуществляется в рамках проводимых на кафедре работ по созданию комплексов проблемно-ориентированных программ, предназначенных для решения прикладных научных задач физики ядра и ядерной энергетики, разработке и реализации на базе таких комплексов новых моделей ядерно-физических объектов,

включая визуализацию результатов и рекомендации по их использованию. Кроме того, на базе комплексов разработаны и внедрены современные учебные материалы, методики, программно и методически обеспечивающие учебный процесс инновационного типа и подготовку кадров в области ядерной энергетике.

КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ В СИСТЕМАХ СИМВОЛЬНОЙ МАТЕМАТИКИ: ИССЛЕДОВАНИЯ И УЧЕБНЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ

Концепция создания комплексов прикладных программ в системах символьной математики, которые используются как в учебном процессе, так и научных исследованиях, заключается [5], во-первых, в алгоритмизации задач средствами встроенных ресурсов и программным заданием данных и условий; во-вторых, в использовании метода функционального программирования на входном языке систем; в-третьих, в сочетании аналитических вычислений и технологии вычислительного эксперимента; в-четвертых, в использовании как численных, так и аналитических методов исследования математических моделей.

Реализация этой концепции предполагает разработку программ (как самостоятельных, так и в виде ресурсных элементов для последующего создания комплексов проблемно-ориентированных программ) и комплексов на основе аналитических и аналитико-численных алгоритмов для решения широкого круга задач физики ядра и энергетике. Такие программы и комплексы являются программной основой для решения прикладных задач физики ядра и ядерной энергетике, связанных с разработкой и реализацией моделей физических и энергетических объектов; с проведением вычислительных экспериментов и аналитическими методами исследования математических моделей физико-энергетических объектов; обработкой, визуализацией и анализом различных типов физических данных и результатов исследования.

Приведем примеры комплексов: комплекс программ для реализации, вычислительного эксперимента и проверки адекватности математической модели реактора теплоснабжения малой мощности с саморегулированием [1]; комплекс программ для обработки и статистического анализа данных нейтронной библиотеки активационных файлов «IEAF-2005» [2].

Использование систем символьной математики для обеспечения учебного процесса наиболее эффективно в рамках комплексного подхода, предполагающего выполнение с помощью таких систем не отдельных вычислений, визуализаций и т.п., а их органическое внедрение в процесс обучения как основного рабочего инструмента – в виде специализированного курсового комплекса программ. Подразумевается интерактивное использование систем символьной математики на лекциях, практических занятиях, в лабораторных работах и при выполнении студентами курсовых и аттестационных работ. Рассматриваемые подходы внедрены в учебный процесс в ИАТЭ НИЯУ МИФИ, а разработанные учебно-методические комплексы являются программными составляющими курсов общей, теоретической и математической физики, специальных курсов.

Анализ проблемы создания комплексов программ для обеспечения учебного процесса показывает адекватность средств современных систем символьной математики целям подготовки кадров, хотя выбор определенных систем может определяться как целями изучаемого курса, так и уровнем подготовки студентов. При использовании комплексов программ в обучении также предполагается разработка элементной программной базы и их последующая интеграция в курсовые комплексы сопровождения учебного процесса. Разработанные программные комплексы являются универсальными учебно-исследовательскими ресурсами, применяе-

мыми студентами и аспирантами при выполнении учебно-исследовательских курсовых и дипломных работ и диссертаций [7]. Для методического и программного обеспечения учебного процесса в рассматриваемом контексте на кафедре разработаны и изданы учебные пособия [8–10]. Организация учебного процесса на основе таких подходов представляется наиболее оптимальной, поскольку именно системы символьной математики обладают всем спектром математических операций, необходимых при изучении физико-математических дисциплин, и естественным образом способны обеспечить реализацию учебного процесса информационно-инновационного типа.

БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ НЕЙТРОННЫХ И ПРОТОННЫХ АКТИВАЦИОННЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ

В последнее десятилетие был существенно расширен энергетический диапазон требуемых ядерных данных. Появилась необходимость в активационных ядерных данных в промежуточном диапазоне энергий от 20 до 150 МэВ и данных в области высоких и сверхвысоких энергий – от 150 МэВ до нескольких гигаэлектронвольт.

Такие данные находят применение при

- исследованиях в области инновационных ядерных энергетических установок, таких как электро- и термоядерные установки (ЭЛЯУ и ТЯУ);
- проведении фундаментальных исследований по взаимодействию высокоэнергетических частиц с веществом, для верификации ядерных моделей.

Например, специфика конструкции ЭЛЯУ предъявляет ряд новых требований по ядерным данным, в частности:

- необходимы уточненные данные в области до нескольких мегаэлектронвольт по сечениям захвата, деления и реакциям (n , $2n$) для МА и трансурановых элементов;
- для использования свинца и висмута в качестве теплоносителей для активной зоны ЭЛЯУ требуется уточнение ядерных данных по активации этих материалов;
- для работы активной зоны ЭЛЯУ в жестком нейтронном спектре требуется уточнение данных по активации и радиационным повреждениям конструкционных материалов активной зоны в энергетическом диапазоне до нескольких десятков мегаэлектронвольт.

Активационные ядерные данные представляют собой кумулятивные и независимые сечения образования остаточных ядер в процессе ядерной реакции под действием нейтронов или заряженных частиц. В мире существует единственная библиотека JENDL/HE-2007, содержащая протонные активационные данные в энергетическом диапазоне до 3 ГэВ. Но JENDL/HE-2007 не содержит данные для ряда нуклидов, актуальных при расчетах ЭЛЯУ, кроме того, детальный анализ ядерных данных, содержащихся в этой библиотеке, выявил ряд нуклидов, для которых данные должны быть переоценены и уточнены. Именно поэтому в ИАТЭ НИЯУ МИФИ на основе прикладных пакетов специализированного типа, предназначенных для исследования и сравнительного анализа моделей ядерных данных, вычисления сечения ядерных реакций, проведения варьирования параметров моделей для достижения согласия с известными экспериментальными данным, были созданы новые библиотеки:

- в 2005 г. высокоэнергетическая библиотека нейтронных данных – IEAF-2005;
- в 2008 г. библиотека протонных активационных ядерных данных в энергетическом диапазоне налетающего протона от 150 МэВ до 1 ГэВ, получившая назва-

ние NEPAD-2008 (High-Energy Proton Activation Data) и по своему наполнению не имеющая аналогов не только в России, но и в мире.

За прошедшие годы были произведены уточнения в ряде моделей ядерных реакций, примененных при расчете данных библиотеки IEAF-2005, что потребовало ревизии и обновления библиотеки нейтронных активационных ядерных данных IEAF-2005; обновленная версия получила название IEAF-2005-rev2 (2009).

Теперь библиотека протонных активационных ядерных данных NEPAD-2008 и обновленная библиотека нейтронных активационных ядерных данных IEAF-2005-rev2 (2009) представляют собой единую библиотеку высокоэнергетических активационных ядерных данных HEAD-2009 (High Energy Activation Data Library).

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

Литература

1. Тихоненко А.В. Комплекс программ для расчета модели реактора теплоснабжения малой мощности в прикладном математическом пакете MATHCAD // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 44-52.
2. Пильнов Г.Б., Тихоненко А.В. Статистический анализ данных для нейтронной библиотеки активационных файлов «IEAF-2005» // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 109-119.
3. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Наталенко А.А., Осыкин С.А., Пильнов Г.Б., Станковский А.Ю., Тихоненко А.В. Нейтронная библиотека активационных файлов «IEAF-2005» в энергетическом диапазоне от 150 МэВ до 1 ГэВ // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 8-15.
4. Коровин Ю.А., Наталенко А.А., Пильнов Г.Б., Конобеев А.Ю., Станковский А.Ю., Тихоненко А.В. Библиотека протонных активационных ядерных данных NEPAD-2008 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 97-105.
5. Korovin Yu., Fischer U., Konobeyev A., Natalenko A., Pilnov G., Stankovskiy A., Tikhonenko A. Evaluation of activation nuclear data in the energy region 150 MeV to 1 GeV / Proc. Int. Conf. On Nuclear Data for Science and Technology ND2007 (2007) (April 23-27, Nice, France). – P. 1175-1178.
6. Korovin Yu., Kuptsov I., Natalenko A., Stankovskiy A., Tikhonenko A., Konobeyev A. Development of a New Code to Simulate Radiation Damage and Gas Accumulation in the Structural Materials of ADS7 / Proc. First Workshop on Accelerator Radiation Induced Activation (October 13-17, 2008. Paul Scherrer Institut, Switzerland). – P. 48-54.
7. Тихоненко А.В. Задача рассеяния для модельных потенциалов деления тяжелых ядер и комплексы программ в прикладных математических пакетах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 110-119.
8. Тихоненко А.В. Компьютерный практикум по общей физике. Части 1-5. – Обнинск: ИАТЭ, 2003-2004.
9. Тихоненко А.В. Компьютерные математические пакеты в курсе «Линейные и нелинейные уравнения физики». Части 1-2. – Обнинск: ИАТЭ, 2005.
10. Тихоненко А.В. Решение уравнения Шредингера для одномерного рассеяния в MAPLE и MATHEMATICA. – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – 80 с.

Поступила в редакцию 24.02.2011

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ В ШАРЕ, ПОМЕЩЕННОМ В ХОРОШО ПЕРЕМЕШИВАЕМУЮ ЖИДКОСТЬ

М.В. Кащеев, Ю.И. Загорулько

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г. Обнинск



Решена задача определения температуры в шаре, помещенном в жидкость, температура которой не зависит от координаты. В шаре действуют источники тепла, изменяющиеся во времени по произвольному закону. Заданы начальные температуры шара и жидкости. Поставленная задача решена методом интегрального преобразования Лапласа.

Ключевые слова: шар, жидкость, внутренние источники тепла, метод интегрального преобразования Лапласа, характеристическое уравнение, изображение, оригинал, кориум.

Key words: ball, liquid, internal sources of heat, method of integral transformation of Laplace, characteristic equation, image, original, corium.

ВВЕДЕНИЕ

Задача об остывании тела сферической формы, помещенного в среду с заданной начальной температурой, имеет широкую область приложений – от астрофизики до металлургии.

В частности, она представляет интерес при анализе сценариев постулируемых тяжелых аварий с плавлением активной зоны реактора на энергетических установках, например, на реакторах типа БН с натриевым теплоносителем.

Термическое взаимодействие, развивающееся при контакте расплава топлива и конструкционных материалов активной зоны (кориума) с натрием, реализуется в виде последовательности быстро протекающих стадий: предварительного грубого перемешивания, тонкой фрагментации кориума, испарения натрия и расширения паровой фазы с совершением механической работы против внешних ограничений.

Основной задачей анализа термического взаимодействия кориума с теплоносителем является оценка его энергетического эффекта, определяемого долей тепловой энергии кориума, преобразуемой в механическую работу расширения пара натрия.

При прочих равных условиях интенсивность суммарного теплового потока будет определяться геометрическими характеристиками ансамбля фрагментов кориума, формирующегося на стадии предварительного перемешивания и, в значительной степени, на стадии тонкой фрагментации независимо от механизма ее осуществления. Суммарный выход механической энергии контролируется интенсивностью теплообмена между фрагментами кориума и натрием. Таким

© *М.В. Кащеев, Ю.И. Загорулько, 2011*

образом, решение задачи, составляющей содержание предлагаемой статьи, может быть использовано для получения реалистичных оценок ожидаемых коэффициентов конверсии при развитии тяжелой аварии.

Для консервативных оценок энергетических эффектов термического взаимодействия кориума с натрием были предложены термодинамические модели [1,2], основные допущения которых предполагают исчезающе малые значения длительности процесса перемешивания и размеров частиц кориума. Кроме того, в них не принималось во внимание выделение тепла за счет ядерных реакций деления в кориуме.

Представленная работа имеет непосредственное отношение к развитию термодинамических подходов к оценкам энергетических эффектов термического взаимодействия кориума с натрием с учетом конечных размеров частиц кориума при наличии внутренних источников тепловыделения.

ПОСТАНОВКА И РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ

При рассмотрении ансамбля фрагментов кориума принимается их сферическая форма. Индивидуальный фрагмент радиусом R помещен в натрий (далее по тексту – жидкость) с однородным полем температуры. При этом фрагмент (шар) может содержать внутренние источники тепла, интенсивность которых зависит от времени. Начальная температура шара является произвольной функцией координаты, а начальная температура жидкости равна T_0^0 . Требуется определить температурные поля в шаре и жидкости.

В математической постановке задачи принимается:
дифференциальное уравнение

$$\frac{\partial T}{\partial t} = a \left(\frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{q_v(t)}{c\rho}, \quad 0 < r < R, t > 0; \quad (1)$$

начальные условия

$$T(r, 0) = T^0(r), \quad 0 < r < R, \quad (2)$$

$$T(r, 0) = T_0^0, \quad r > R; \quad (3)$$

граничные условия

$$\frac{\partial T(0, t)}{\partial r} = 0, \quad T(0, t) \neq \infty, t > 0, \quad (4)$$

$$-4\pi R^2 \lambda \frac{\partial T(R, t)}{\partial r} = m_0 c_0 \frac{\partial T(R, t)}{\partial t}, \quad t > 0. \quad (5)$$

Если вести отсчет температуры от T_0^0 и принять масштабы: для линейных размеров – R , температуры – T_0^0 , времени – $\frac{R^2}{a}$, энерговыделения – q_{v0} , то задача (1)–(5) примет вид

$$\frac{\partial v}{\partial \tau} = \frac{\partial^2 v}{\partial \rho^2} + \frac{2}{\rho} \frac{\partial v}{\partial \rho} + \text{Po} \varphi(\tau), \quad 0 < \rho < 1, \tau > 0, \quad (6)$$

$$v(\rho, 0) = v^0(\rho), \quad 0 < \rho < 1, \quad (7)$$

$$v(\rho, 0) = 0, \quad \rho > 1, \quad (8)$$

$$\frac{\partial v(0, \tau)}{\partial \rho} = 0, \quad v(0, \tau) \neq \infty, \tau > 0, \quad (9)$$

$$\frac{\partial v(1, \tau)}{\partial \rho} + \gamma \frac{\partial v(1, \tau)}{\partial \tau} = 0, \quad \tau > 0, \quad (10)$$

где $\nu = \frac{T - T_0^0}{T_0^0}$; $\rho = \frac{r}{R}$; $\tau = \frac{\mathbf{a} \cdot \mathbf{t}}{R^2}$; $\nu^0(\rho) = \frac{T^0(r) - T_0^0}{T_0^0}$; $\gamma = \frac{m_0 c_0}{3mc}$; $\varphi(\tau) = \frac{q_v(t)}{q_{v0}}$; $Po = \frac{q_{v0} R^2}{\lambda T_0^0}$

– критерий Померанцева.

Если ввести новую переменную $u = \nu\rho$, то уравнение (6) примет вид

$$\frac{\partial u}{\partial \tau} = \frac{\partial^2 u}{\partial \rho^2} + \rho Po \varphi(\tau). \quad (11)$$

Классическим методом Фурье (разделения переменных) задачу (11), (7) – (10) решить нельзя, т.к. собственные функции не являются ортогональными из-за необычного граничного условия (10). Впервые аналогичная задача при отсутствии источников тепла поставлена и намечены пути ее решения в работе [3]. В статье [4] получено решение задачи [3] методом Коши контурного интегрирования в комплексной плоскости. Метод слишком громоздок.

Решим поставленную задачу методом интегрального преобразования Лапласа [5], так как собственные функции как таковые в этом методе не применяются.

Применив к задаче преобразование Лапласа по формуле

$$U(\rho, s) = \int_0^\infty u(\rho, \tau) e^{-s\tau} d\tau,$$

получим задачу для изображения

$$\frac{d^2 U(\rho, s)}{d\rho^2} - sU(\rho, s) = -u^0(\rho) - \Phi_1(s),$$

$$\frac{dU(0, s)}{d\rho} = 0, \quad U(0, s) \neq \infty,$$

$$\frac{dU(1, s)}{d\rho} + \gamma s U(1, s) = 0,$$

где $u^0(\rho) = \rho \nu^0(\rho)$, $\Phi_1(s) = \rho Po \Phi(s)$, $U(\rho, s) = \frac{U(\rho, s)}{\rho}$.

Используя метод вариации произвольных постоянных [6], получим решение для изображения

$$U(\rho, s) = \frac{Po \Phi(s)}{s} + \frac{\gamma}{\rho} \frac{Po \Phi(s) \operatorname{sh} \sqrt{s} \rho}{\operatorname{sh} \sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch} \sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh} \sqrt{s}} - \frac{1}{\rho} \frac{(\operatorname{ch} \sqrt{s} - \sqrt{s} \cdot \operatorname{sh} \sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{ch} \sqrt{s}) \operatorname{sh} \sqrt{s} \rho}{\sqrt{s} (\operatorname{sh} \sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch} \sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh} \sqrt{s})} \int_0^1 \rho \nu^0(\rho) \operatorname{sh} \sqrt{s} \rho d\rho. \quad (12)$$

Найдем оригинал изображения (12), т.е. решение задачи:

$$L^{-1} \left[\frac{\Phi(s)}{s} \right] = \int_0^\tau \varphi(\tau') d\tau', \quad (13)$$

$$L^{-1} \left[\frac{\operatorname{sh} \sqrt{s} \rho}{\operatorname{sh} \sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch} \sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh} \sqrt{s}} \right] = L^{-1} \left[\frac{F(s)}{\Psi(s)} \right] = \sum_{n=1}^{\infty} e^{s_n \tau} \frac{F(s_n)}{\Psi'(s_n)}, \quad s_n \neq 0, \quad (14)$$

где $F(s)$ и $\Psi(s)$ – обобщенные полиномы [7], получаемые разложением гиперболических функций в ряды, s_n – корни уравнения

$$\operatorname{sh} \sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch} \sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh} \sqrt{s} = 0 \text{ или } \operatorname{th} \sqrt{s} = \frac{\sqrt{s}}{1 - \gamma s}.$$

Учитывая, что

$$\begin{aligned} \operatorname{sh}\sqrt{s} &= -i \operatorname{sin}i\sqrt{s}, \\ \operatorname{Ah}\sqrt{s} &= \operatorname{cos}i\sqrt{s}, \\ \operatorname{th}\sqrt{s} &= -i \operatorname{tg}i\sqrt{s} \end{aligned} \quad (15)$$

и обозначая $i\sqrt{s} = \mu$, получим характеристическое уравнение для определения μ_n ($n = 0, 1, 2, \dots$)

$$\operatorname{tg}\mu = \frac{\mu}{1 + \gamma\mu^2}. \quad (16)$$

Преобразуем выражение (14):

$$\begin{aligned} \frac{F(s_n)}{\Psi'(s_n)} &= \frac{2\sqrt{s_n} \operatorname{sh}\sqrt{s_n}\rho}{-(\sqrt{s_n} \operatorname{sh}\sqrt{s_n} + 2\gamma\sqrt{s_n} \operatorname{sh}\sqrt{s_n} + \gamma s_n \operatorname{ch}\sqrt{s_n})} = \\ &= -\frac{2\operatorname{sin}\mu_n\rho}{(1+2\gamma)\operatorname{sin}\mu_n + \gamma\mu_n \operatorname{cos}\mu_n} = -2A_n \operatorname{sin}\mu_n\rho \end{aligned} \quad (17)$$

С использованием характеристического уравнения (16) для A_n находим

$$A_n = \frac{(\gamma^2\mu_n^4 + (1+2\gamma)\mu_n^2 + 1)\operatorname{sin}\mu_n}{\gamma^2\mu_n^4 + (1+3\gamma)\mu_n^2}. \quad (18)$$

Для корня $s_0 = 0$ имеем

$$L^{-1}\left[\frac{\operatorname{sh}\sqrt{s}\rho}{\operatorname{sh}\sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch}\sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s}}\right] = \lim_{s \rightarrow 0} \frac{s \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s}\rho}{\operatorname{sh}\sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch}\sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s}} = -\frac{3\rho}{1+3\gamma}. \quad (19)$$

Поскольку произведению изображений в пространстве изображений соответствует свертка функций в пространстве оригиналов, то с учетом (15)–(19) получим

$$\begin{aligned} L^{-1}\left[\Phi(s) \frac{\operatorname{sh}\sqrt{s}\rho}{\operatorname{sh}\sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch}\sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s}}\right] &= \\ &= -\frac{3\rho}{1+3\gamma} \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') d\tau' - 2 \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') \sum_{n=1}^{\infty} A_n e^{-\mu_n^2\tau'} \operatorname{sin}\mu_n\rho d\tau'. \end{aligned} \quad (20)$$

Аналогично (17), (19) находим

$$\begin{aligned} L^{-1}\left[\frac{(\operatorname{ch}\sqrt{s} - \sqrt{s} \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{ch}\sqrt{s}) \operatorname{sh}\sqrt{s}\rho}{\sqrt{s} (\operatorname{sh}\sqrt{s} - \sqrt{s} \operatorname{ch}\sqrt{s} - \gamma s \cdot \operatorname{sh}\sqrt{s})} \int_0^1 \rho v^0(\rho) \operatorname{sh}\sqrt{s}\rho d\rho\right] &= \\ &= -\frac{3\rho \int_0^1 \rho^2 v^0(\rho) d\rho}{1+3\gamma} - 2 \sum_{n=1}^{\infty} A_{1n} \operatorname{sin}\mu_n \rho e^{-\mu_n^2\tau} \int_0^1 \rho v^0(\rho) \operatorname{sin}\mu_n\rho d\rho, \end{aligned} \quad (21)$$

где $A_{1n} = \frac{\gamma^2\mu_n^4 + (1+2\gamma)\mu_n^2 + 1}{\gamma^2\mu_n^4 + (1+3\gamma)\mu_n^2}$.

Таким образом, объединяя результаты (13), (14), (17)–(21) с учетом (12), получим решение задачи

$$\begin{aligned}
 v(\rho, \tau) = & \frac{3 \int_0^1 \rho^2 v^0(\rho) d\rho}{1+3\gamma} + \\
 + \text{Po} & \left(\int_0^\tau \varphi(\tau') d\tau' - \frac{3\gamma}{1+3\gamma} \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') d\tau' - \frac{2\gamma}{\rho} \sum_{n=1}^{\infty} A_n \sin \mu_n \rho \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') e^{-\mu_n^2 \tau'} d\tau' \right) + \\
 & + \frac{2}{\rho} \sum_{n=1}^{\infty} A_{1n} \sin \mu_n \rho e^{-\mu_n^2 \tau} \int_0^1 \rho v^0(\rho) \sin \mu_n \rho d\rho.
 \end{aligned} \quad (22)$$

Температура жидкости зависит только от времени и при $\rho = 1$ равна

$$\begin{aligned}
 v(1, \tau) = & \frac{3 \int_0^1 \rho^2 v^0(\rho) d\rho}{1+3\gamma} + \\
 + \text{Po} & \left(\int_0^\tau \varphi(\tau') d\tau' - \frac{3\gamma}{1+3\gamma} \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') d\tau' - 2\gamma \sum_{n=1}^{\infty} A_{2n} \int_0^\tau \varphi(\tau-\tau') e^{-\mu_n^2 \tau'} d\tau' \right) + \\
 & + 2 \sum_{n=1}^{\infty} A_n e^{-\mu_n^2 \tau} \int_0^1 \rho v^0(\rho) \sin \mu_n \rho d\rho,
 \end{aligned} \quad (23)$$

где $A_{2n} = A_n \sin \mu_n = \frac{1}{\gamma^2 \mu_n^2 + 3\gamma + 1}$.

При $\text{Po} = 0$ решения (22),(23) совпадают с решениями в работах [3, 4]. Применение интегрального метода решения для рассматриваемой задачи позволило избежать трудностей, возникших перед авторами работ [3, 4].

Решение задачи, в принципе, можно использовать при анализе поведения ансамбля частиц кориума с известным законом их распределения в теплоносителе.

Если объемная концентрация кориума в натрии равна α , то параметр γ вычисляется по формуле

$$\gamma = \frac{1}{3} \frac{\rho_0 c_0}{\rho c} \frac{\alpha}{1-\alpha}. \quad (24)$$

Найдем конкретное решение задачи для кориума. Если остаточное энерговыделение в кориуме аппроксимировать выражением

$$\varphi(\tau) = e^{-\omega\tau},$$

а за начальную температуру принять параболическое стационарное распределе-

ние $v^0(\rho) = v^0(0) - \frac{\text{Po}\rho^2}{6}$, то из решений (22) и (23) можно получить

$$\begin{aligned}
 v(\rho, \tau) = & \frac{v^0(0) - 0,1\text{Po}}{1+3\gamma} + \text{Po} \left(\frac{1}{\omega} (1 - e^{-\omega\tau}) \frac{1}{1+3\gamma} - \frac{2\gamma}{\rho} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{\omega - \mu_n^2} A_n (e^{-\mu_n^2 \tau} - e^{-\omega\tau}) \sin \mu_n \rho \right) + \\
 & + \frac{2}{\rho} \sum_{n=1}^{\infty} A_{3n} e^{-\mu_n^2 \tau} \sin \mu_n \rho,
 \end{aligned}$$

где $A_{3n} = -A_n \left(\gamma v^0(0) + \frac{\text{Po}}{6\mu_n^2} (2 + \gamma(6 - \mu_n^2)) \right)$.

$$v(1, \tau) = \frac{v^0(0) - 0,1Po}{1 + 3\gamma} + Po \left(\frac{1}{\omega} (1 - e^{-\omega\tau}) \frac{1}{1 + 3\gamma} - 2\gamma \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{\omega - \mu_n^2} A_{2n} (e^{-\mu_n^2\tau} - e^{-\omega\tau}) \right) + 2 \sum_{n=1}^{\infty} A_{3n} e^{-\mu_n^2\tau} \sin \mu_n.$$

Установившаяся температура при $\tau \rightarrow \infty$ равна

$$v(\rho) = v(1) = \frac{1}{1 + 3\gamma} \left(v^0(0) + Po \left(\frac{1}{\omega} - 0,1 \right) \right).$$

Отметим, что для решения трансцендентного уравнения (16) целесообразно использовать метод Вегстейна [8].

Таким образом, в данной работе решена задача определения температуры в шаре, помещенном в жидкость, температура которой не зависит от координаты, но изменяется во времени. В шаре действуют источники тепла, изменяющиеся во времени по произвольному закону. Полученное решение предполагается использовать при разработке новой модели термического взаимодействия, которое развивается при контакте кориума с натрием. Данная модель предназначена для получения оценок энергетических эффектов термического взаимодействия кориума с натрием и может использоваться при анализе сценариев постулируемых тяжелых аварий с плавлением активной зоны реактора типа БН с натриевым теплоносителем. Она призвана преодолеть основные допущения термодинамических моделей термического взаимодействия кориума с натрием, разработанных ранее.

ОБОЗНАЧЕНИЯ

a – коэффициент температуропроводности, m^2c^{-1} ; c и c_0 – удельные теплоемкости материала шара и теплоносителя соответственно, Дж/(кг·К); q_v – мощность источников тепла, Вт/м³; m и m_0 – массы шара и теплоносителя соответственно, кг; r – координата, м; s – параметр преобразования Лапласа, c^{-1} ; T – температура, К; T^0 – начальная температура, К; t – время, с; λ – коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К); ρ – безразмерная координата и плотность в формуле (24); τ – безразмерное время; v – безразмерная температура.

Литература

1. Hicks E.P., Menzies D.C. Theoretical Studies on the Fast Reactor Maximum Accident/Proc. of the Conf. on Safety, Fuels and Core Design in Large Fast Power Reactors, ANL-7120, 1965.
2. Hall A.N. Outline of a new thermodynamic model of energetic fuel-coolant interactions// Nuclear Engineering and Design. – 1988. – V.109. – P. 407-415.
3. Peddie W. Note on the Cooling of a Sphere in a mass of well-stirred Liquid//Proc. Edin. Math. Soc. – 1901. – V. 19. – P. 34-35.
4. Dougall M.A. Note on the application of complex integration to the equation of Conduction of Heat, with special reference to Dr Peddie's problem//Proc. Edin. Math. Soc. – 1901. – V. 19. – P. 50-56.
5. Диткин В.А., Прудников А.П. Справочник по операционному исчислению. – М.: Высшая школа, 1965. – 466 с.
6. Степанов В.В. Курс дифференциальных уравнений. – М.: Государственное издательство физико-математической литературы, 1950. – 468 с.
7. Лыков А.В. Теория теплопроводности. – М.: Высшая школа, 1967. – 600 с.
8. Ланс Дж. Н. Численные методы для быстродействующих вычислительных машин. – М.: Издательство иностранной литературы, 1962. – 208 с.

Поступила в редакцию 6.12.2011

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 539.17**

Modified CASCADEX 1.2 Software for Spallation Reaction Calculation \A.A. Andrianov, A.Yu. Konobeev, Yu.A. Korovin, I.S. Kuptsov, A.Yu. Stankovskiy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 7 tables, 2 illustrations. – References, 15 titles.

The paper describes an improved version software system CASCADEX 1.2 designed to calculating high-energy spallation reactions. Improvements included latest version TALYS 1.2 code integration, double-differential cross-sections light nuclei (p, n, d, t, ^3He , ^4He) emission calculation module implementation, based on moving source model, cluster formation process accounting. The article also describes Interactive Media IViS CASCADEX, providing an opportunity for multiple-criteria serial calculations, meaningful choice of model parameters on the results of quantitative comparison with experiment, and includes a wide range of processing and presentation calculation results. The results, based on developed software, for constant improvement goal is shown.

УДК 621.039.51

The Determination of Reactor Control and Safety System Regulating Units Efficiency and Active Zone Skewness of Kalinin NPP Third Unit \V.A. Lititsky, B.V. Kutin, V.A. Tereshonok, V.A. Pitilimov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 1 title.

This article describes measurement techniques of reactor control and safety system regulating units efficiency and active zone skewness during first criticality of Kalinin nuclear power plant third unit.

УДК 621.039.62

Electricity Generation System Small Nuclear Power Plant Using High Effective Low Temperature Thermionic Process \P.A. Maslov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 10 titles.

Considered of a small nuclear power plant AIST-MP and the proposed bases design solutions for the construction of electricity power generating elements and channels. Proposed a method for equalizing the temperature of collectors EGC height EGE. Calculations of the characteristics EGC with a dynamic feed of cesium vapor, is confirmed the high efficiency of energy conversion, which is comparable with the efficiency of nuclear power plants on the basis of turbomachine conversion cycle.

УДК 621.039.517

The SM Reactor Calculation Model and Its Testing Results when Evaluating Fuel Burnup and Fission Products Distribution \V.A. Starkov, Y.B. Chertkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 10 titles.

This paper presents the description of SM reactor core calculation model developed on the MCU-RR2 base. The approach to the initial data assignment allows the geometric characteristics to be described in details and the reactor core structure heterogeneity to be taken into account, power density calculation being done for each fuel element. The MCU-RR2 add-ons code allows modeling the movement of the control rods during a reactor run as well as determining the distribution of power density throughout fuel elements without application of averaging (homogenizing) methods. Coefficients of power density distribution non-uniformity throughout reactor cells, FA profile and height, thermal flux density on fuel elements surface and critical power ratio can be determined as well.

УДК 621.039.51

The Technique of Calculation of Neutron Group Constants for Materials – Mixtures of Isotopes in the ABBN-System \ A. A. Peregudov, V. N. Kosheev, G. N. Manturov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 9 titles.

The work presents a technique for calculation of neutron group constants for materials – mixtures of isotopes by using the code CONSYST, which is one of the main part of the ABBN constants system, and using neutron group constants for stable isotopes as input data. The calculated neutron group constants are compared with results of similar calculations using NJOY and CALENDF codes. This technique is tested through the criticality calculations of a series of benchmark models of fast critical assemblies from the ICSBEP Handbook.

УДК 621.039.578:629.7

The Search an Optimal Locations Scheme for Thermionic Fuel Elements in the Core of Space Thermionic Conversion Reactor \ P. A. Alekseev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 illustrations. – References, 12 titles.

In this paper, the problem of the search of an optimal locations scheme for thermionic fuel elements (TFE) in the core of advanced thermionic conversion reactor of TOPAZ type, which minimize fission power peaking in the radial direction of the core, is solved. The location scheme includes the radiuses of TFE location rings and the number of TFE in each ring.

By means of genetic algorithm (GA) method, the decision variables, which may satisfy the delivery constraints, are searched. The decision, obtained by GA, is researched and then, trade-off solution is chosen among them.

УДК 621.039.58

Representation of the Declarative Knowledge Acquired from NPP Emergency Procedures \ A. N. Anokhin, N. V. Pleshakova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 14 pages, 1 table, 7 illustrations. – References, 14 titles.

The paper concerns of the problem of knowledge representation for computerized procedure systems dedicated to support NPP main control room operators. The methodology for representation of the declarative knowledge about process equipment and technological mediums is proposed on the basis of semantic network theory. The process equipment has been hierarchically structured from the point of view of functional approach to control process. Possible operational states and modes of equipment have been studied. The intensional semantic networks which define knowledge base structure have been developed based on the finding from this analysis. The knowledge about particular equipment and technological mediums are represented as the extensional networks and the patterns which specify diagnostic symptoms.

УДК 519.23/.24/.25

Statistical Analysis of Failure Data of Nuclear Power Plant Equipment in Non-Homogeneous Failure Flow \ A. V. Antonov, K. A. Belova, V. A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References, 20 titles.

The technique of reliability coefficients assessment for nuclear power plant equipment is described. This technique allow to take into account possible non-homogeneity of failure flow. Specificity of incoming statistical failure data is pointed. The hypothesis test of incoming data nature is proposed. Application of normalizing flow function model for calculating of required reliability coefficients is described. Practical example of analysis of failure data for some elements of Bilibino nuclear power plant control and protection system is given.

УДК 504.064.36:574

Comparative assesment of radiation risk in regions of the location of Novovoronezh, Balakovo and Leningrad Nuclear Power Plants \M.A. Dmitrieva, A.I. Kryshev, K.D. Sanina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 3 tables, 1 illustration. – References, 14 titles.

Radiation monitoring data of environment near reference objects – Novovoronezh Nuclear Power Plant (NVAES), Balakovo Nuclear Power Plant (BALAES) and Leningrad Nuclear Power Plant (LAES) are summarized in this work (study). Methodology of risk analysis concerning radiation contamination of environment is approved. Results of statistic analysis of radiation monitoring data from different exposure pathways of population, resident in regions of the location NPP are given in this paper. There are also guidelines (recommendations) for optimization of radiation monitoring.

УДК 504.064

Comparative Environmental Impacts of Energy Generating Technologies and Ecological Incentives for the Nuclear Power Development \V.I. Usanov, V.S. Kagramanayan, E.N. Rachkova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 5 titles.

The model of comparative environmental impacts of energy generating technologies is discussed in the paper. It allows making quantitative assessment of the related impacts and exploring advantages and weak points of the energy generating source under consideration. The model is used for the comparative analysis of the full-energy-chain electricity production options with normalization to natural resources of Russia. The study shows that use of coal and oil fuel cycles give the highest ecological impact; gas fuel cycle and wind take intermediate position; solar and nuclear energy sources were found to be the most ecologically clear options. Under normal operation, the centre of the nuclear fuel cycle environmental impact is displaced to the domain of non-organic resources while other cycles impact biosphere more directly. It's an important result since one can expect more strict impact limitations in the future just in respect of biosphere. The study concludes that health and environment protection are important incentives for development of nuclear power.

УДК 621.039.534

An Experimental Study of Throttles Hydrodynamics in the Mediums of Circulating Water and Lead Coolants \A.V. Beznosov, M.A. Antonenkov, T.A. Bokova, M.V. Iarmonov, K.A. Makhov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 table, 9 illustrations. – References, 2 titles.

The implemented experimental study and comparison of water and high temperature ($T=400 - 500^{\circ}\text{C}$) liquid metal flows hydraulic characteristics for throttles $d = 3,0 \text{ mm}$, $l = 5,0 \text{ mm}$; $d = 4,0 \text{ mm}$, $l = 5,0 \text{ mm}$; $d = 6,0 \text{ mm}$, $l = 5,0 \text{ mm}$; $d = 4,0 \text{ mm}$, $l = 3,0 \text{ mm}$; $d = 4,0 \text{ mm}$, $l = 7,0 \text{ mm}$ for the average stream speed in narrow sections from 1 to 30 m/s with the saturating of lead coolant with oxygen.

Such types of throttles are used in hydrostatic journal bearings (for its operability estimation) in the leading circulating pumps for innovative fast nuclear reactors that are cooled with heavy liquid metals, or in ejection system for HLHC refinement etc.

Results that are received shows that hydraulic characteristics of lead coolant in throttles in certain cases (back-supporting pressure after a throttle, the throttles geometry) differs considerably from those of water stream and its values that are received by the theoretical estimation. It makes for inadmissibility to use existing design formulas for hydrostatic journal bearings designing concerning lead and probably lead-bismuth coolants.

УДК 621.039.553

Calculation of the Conjugated Heat Transfer in Pipe by CFD-Method \A.A. Kazantsev, V.R. Anisonyan; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 4 illustrations. – References, 22 titles.

The results of 3D calculations with use of computational fluid dynamics are presented. Comparison of the results is carried out on the basis of program package OpenFOAM applied to the standard

conjugated problem of heat transfer in the pipe at constant heat flux from pipe wall and problem with heat release in the wall.

УДК 539.1.07:621.384.8

Plasma-optical three-division Spent Nuclear Fuel \V.M. Bardakov, Vo Nhu Dan, G.N. Kichigin, N.A. Strokin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 10 titles.

For plasma-optical mass separator POMS-E-3 found the modes in which a separation of spent nuclear fuel into 3 parts, corresponding to two groups of fission products and transuranic elements. Proposed for the same purpose, a new plasma-optical mass separator POMS-CV, which excluded whirler.

УДК 621.039.5

Mastering of the fast sodium reactor technology. Construction of the BN-800 reactor \D.L. Zverev, B.A. Vasilev, V.Yu. Sedakov, N.G. Kuzavkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 6 tables, 6 illustrations. – References, 12 titles.

The main aim of the BN-800 reactor construction is the perfection of the closed fuel cycle. The measures to improve BN800 reliability, safety and economic performance as compared to its predecessor BN-600 are focused upon.

УДК 621.314.5

Modeling of Unit Power Supply of Nuclear Power Plant \K.K. Krutikov, V.V. Rozhkov, V.N. Ivanov, E.A. Perfilyev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 7 titles.

In the soft of MatLab the package of the models is developed, allowing to investigate the basic modes of functioning of blocks of units of an uninterrupted food in updating for Nuclear Power Plant. The comparative analysis of units of the uninterrupted food which is let out by different firms is given, results of modeling of one of possible enough difficult scenarios of work of the unit are resulted.

УДК 621.039.566

Radiological Aspects of Nuclear Power Plant Accidents \V.A. Kut kov, V.V. Tkachenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 5 tables, 1 illustration. – References, 24 titles.

The article deals with international recommendations for the protection of the public in radiation emergency. Comparison of the rules and regulations of the Russian Federation, the governing radiation protection of workers and the public in the event of nuclear accidents at NPP, with relevant international guidelines, shows that this national system is not complete and requires a revision of the regulatory framework to bring it into compliance with IAEA safety standards.

УДК 621.039.548.5

Estimation of the WWER-1000 Fuel Element Cladding Damage Parameter Axial Distribution at Day Cycle Power Maneuvering \M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 6 tables, 5 illustrations. – References, 7 titles.

A calculation estimation of the WWER-1000 fuel element cladding damage parameter axial distribution at day cycle power maneuvering, taking into account the fact that the fuel element axial segments and fuel assemblies differ greatly in their local linear heat rate jump and stationary power values, has been done. It has been obtained that on condition that the fuel element length is divided into eight equal axial segments, the sixth (counting from the core bottom) axial segment cladding durability limits the WWER-1000 operation time at day cycle power maneuvering.

УДК 621.039.548.5

Revealing of Factors of the Accelerated Accumulation of Damages in Fuel Pin Cladding Irradiated in Reactor BN-600 a Nondestructive Quality Monitoring \V.V. Chuev, K.V. Mityurev, I.I. Kononov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 7 titles.

This work presents the results of the analysis of the experimental studies related to fuel pins, irradiated in reactor BN-600 core up to a damaging dose of ~ 90 dpa. Studies had made by methods of profilometry, gamma spectroscopy and pulse whirlcurrent defectoscopy in a «hot» cell BN-600, lead to determine factors accelerated accumulation damages that cause cladding depressurization.

УДК 621.039:37

Professionally-Oriented ESL Instruction for Nuclear Engineering Students at INPE NNRU MPhI \E.A. Avramova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages. – References, 5 titles.

The paper discusses some issues of teaching English as a Second Language (ESL) to nuclear engineering students at INPE NNRU MPhI. Description is given of the ESL teaching package designed by the author and her colleagues for INPE NNRU MPhI students. The sequence of presenting the course materials to be acquired by learners is discussed. Special emphasis is given to building communicative, information and socio-cultural skills required for effective communication in English in a professional context.

УДК 621.039:37

State-of-the-Art Computer Technologies Used to Train Nuclear Specialists and to Conduct Research \Ju.A. Korovin, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages. – References, 10 titles.

The paper discusses innovative methods used in the process of training nuclear specialists and conducting research which are based on state-of-the-art computer technologies. The approach proposed makes wide use of mathematical modeling and state-of-the-art programming techniques. It is based on the development, improvement and application of problem-oriented computer codes to support the teaching process and to solve fundamental and applied problems of nuclear physics and nuclear engineering.

УДК 621.039.586

Temperature Distribution in a Ball Placed in Well Mixed Liquid \M.V. Kascheev, Yu.I. Zagorulko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages. – References, 8 titles.

The task of determination of temperature in a ball placed in a liquid the temperature of which does not depend on a co-ordinate is solved. In a ball sources of heat changing in time under any law operate. The initial temperatures of ball and liquid are set. The task is solved by the method of integral transformation of Laplace.

НАШИ АВТОРЫ

Аврамова Е.А. – доцент кафедры иностранных языков ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Окончила Московский государственный педагогический институт им. В.И. Ленина (специальность английский и французский языки). Область научных интересов: английский язык для специальных целей (ESP), методика обучения профессионально-ориентированному английскому языку для студентов ядерно-энергетических специальностей. Автор нескольких методических указаний и учебных пособий, в том числе «Nuclear Power for Beginners» (2010), и соавтор учебных пособий «Business English» и «Nuclear Power: Ideas & Issues» (2006). E-mail: eavramova@mail.ru

Анисонян В.Р. – окончил Государственный инженерный университет Армении (бывший Ереванский политехнический институт) по специальности «Эксплуатация АЭС». В 2009 г. окончил очную аспирантуру ИАТЭ. В настоящее время работает в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». Область научных интересов – расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM в рамках проекта специализированного медицинского реактора MAPC.

Анохин А.Н. – д.т.н., профессор, зав. кафедрой «Автоматизированные системы управления» ИАТЭ НИЯУ МИФИ, член советов Российской, Европейской и Международной эргономических ассоциаций. Окончил МИФИ в 1984 г. Область научных интересов: эргономика на атомных станциях, экспертиза человеко-машинных интерфейсов центров управления, эвристические методы системного анализа, представление знаний в системах с искусственным интеллектом. Автор более 100 опубликованных работ. E-mail: anokhin@iate.obninsk.ru, тел.: +7 48439 3-85-85.

Антоненков М.А. – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

Антонов А.В. – д.т.н., профессор, декан факультета кибернетики Обнинского института атомной энергетики НИЯУ МИФИ.

Бардаков В.М. – д.ф.-м.н., профессор Иркутского государственного университета путей сообщения. Тел. 8-902-177-19-42.

Баскаков В.Е. – к.т.н., начальник смены энергоблока Запорожской АЭС.

Безносов А.В. – д.т.н., профессор кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

Белова К.А. – аспирант кафедры АСУ.

Бокова Т.А. – к.т.н., доцент кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

Во Ньы Зан – аспирант Национального исследовательского Иркутского государственного технического университета. Тел. 8-914-873-74-82.

Иванов В.Н. – заместитель начальника электроцеха по релейной защите и автоматике филиала концерна «Росэнергоатом» «Смоленская атомная станция».

Каграманян В.С. – к.т.н., советник генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: системные исследования атомной энергетики, вопросы нераспространения и экономики.

Казанцев А.А. – к.т.н., доцент ИАТЭ НИЯУ МИФИ, зав. лабораторией теплофизического моделирования в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В 1981 г. окончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института. Область научных интересов – разработка моделей основного технологического оборудования, моделирование двухфазных потоков для тренажеров АЭС, расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM.

Кичигин Г.Н. – д.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник Института солнечно-земной физики СО РАН. Тел. 8-902-176-76-97.

Крутиков К.К. – к.т.н., доцент кафедры «Теоретические основы электротехники» филиала государственного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Московский энергетический институт (технический университет)» в г. Смоленске. Тел. 8(4812)663738.

Кутин Б.В. – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)98597.

Кутьков В.А. – к.ф.-м.н., начальник лаборатории проблем радиационной безопасности института ядерных реакторов Национального исследовательского центра «Курчатовский институт».

Литицкий В.А. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)98597.

Максимов М.В. – д.т.н., профессор, научный руководитель НИЛ «Атомспецавтоматика» Одесского национального политехнического университета.

Маслов О.В. – д.т.н., доцент, заведующий НИЛ “Атомспецавтоматика” Одесского национального политехнического университета.

Маслов П.А. – аспирант ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Махов К.А. – магистрант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

Пельх С.Н. – к.т.н., в.н.с. НИЛ «Атомспецавтоматика» Одесского национального политехнического университета.

Перфильев Е.А. – начальник лаборатории надежного питания электроцеха филиала концерна «Росэнергоатом» «Смоленская атомная станция».

Питилимов В.А. – научный сотрудник ВНИИАЭС. Тел. (495) 376-08-79.

Плешакова Н.В. – инженер-программист Смоленского филиала учебно-тренировочного центра «Атомтехэнерго» ОАО «Атомтехэнерго». В 2005 г. окончила ИАТЭ, в 2008 г. – аспирантуру ИАТЭ по специальности 05.13.01 – «Системный анализ, управление и обработка информации (по энергетике)». Область научных интересов: системный анализ деятельности оперативного персонала блочных щитов управления АЭС в условиях ликвидации аварийных ситуаций, эргономическое обеспечение деятельности операторов. E-mail: p_nadina@mail.ru, тел.: +7 48439 4-49-21.

Рачкова Е.Н. – зам. декана Московского государственного открытого университета. Область научных интересов: экологические проблемы крупномасштабного развития атомной энергетики с ЗЯТЦ.

Рожков В.В. – к.т.н., доцент кафедры «Электромеханические системы» филиала государственного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Московский энергетический институт (технический университет)» в г. Смоленске. Тел. 8(4812)524105,

Старков В.А. – к.т.н., начальник отдела научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), доцент кафедры «Ядерные реакторы» Димитровградского филиала Ульяновского государственного технологического университета. Область научных интересов: теплофизика и реакторная физика. Тел. (84235) 6-55-72, e-mail: sva@niiar.ru.

Строкин Н.А. – д.ф.-м.н., профессор Национального исследовательского Иркутского государственного технического университета. Тел. 8-914-930-31-70.

Терешонок В.А. – к.ф.-м.н., начальник лаборатории ВНИИАЭС. Тел. (495)376-08-79.

Ткаченко В.В. – к.т.н., декан факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Усанов В.И. – д.т.н., Международное агентство по атомной энергии; российский эксперт Международном проекте ИНПРО. Область научных интересов: системные исследования атомной энергетики, экологические аспекты.

Чепурко В.А. – к.ф.-м.н., доцент кафедры АСУ ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Чертков Ю.Б. – к.ф.-м.н., доцент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета национального исследовательского Томского политехнического университета. Область научных интересов: реакторная физика. Тел. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.phtd.tpu.ru.

Ярмонов М.В. – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

OUR AUTHORS

Anisonyan V.R. – graduated from the State Engineering University of Armenia in 2005 on speciality «NPP operator». Works in «Simulation System Ltd.» company. Scientific interests – calculations with use CFD-code OpenFOAM in the frames of the project of the specialized medical reactor MARS.

Anokhin A.N. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Head of the Department of Automated Control Systems of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI» (OINPE), Council member of Russian, European and International ergonomics associations, graduated from MEPhI in 1984. Scientific interests: ergonomics for nuclear power plants, assessment of human-machine interface at control centers, heuristic methods of system analysis, representation of knowledge in artificial intelligence systems. More than 100 publications.

Antonov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Dean of the cybernetic faculty of the OINPE.

Avramova E.A. – Associate Professor at the EFL Department of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering – NNRU MEPhI Branch. Academically trained in methods of teaching English and French at the Moscow Lenin State Pedagogical Institute. The main areas of interest are English for Special Purposes (ESP), professionally-oriented ESL instruction for nuclear engineering students. Author of «Nuclear Power for Beginners» (2010), co-author of «Business English», «Nuclear Power: Ideas and Issues» (2006), etc.

Bardakov V.M. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the Irkutsk State University of Railway Transport. Vo Nhu Dan – post-graduate student of the National Research Irkutsk State Technical University.

Kichigin G.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Leading Researcher of the Institute of Solar-Terrestrial Physics SB RAS.

Strokin N.A. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the National Research Irkutsk State Technical University.

Baskakov V.E. – Cand. Sci. (Engineering), nuclear power unit shift supervisor, Zaporizhska NPP. E-mail: baskakov@dv-com.net.

Belova K.A. – post-graduate student at the Automated Control System department of the OINPE. E-mail: ki_ivanova@mail.ru.

Beznosov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Bokova T.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the Department «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Chepurko V.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associated Professor at the Automated Control Systems Department of the OINPE.

Chertkov Yu.B. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate Professor of physical power facilities chair, physics technical faculty of the National Research Tomsk Polytechnic University. Scientific interests: reactor physics. Tel. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.phtd.tpu.ru.

Iarmonov M.V. – Postgraduate student of the chair «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Ivanov V.N. – deputy chief of electro department on relay protection and automatics of branch of concern «Rosenergoatom» «Smolensk Nuclear Power Plant».

Kagramanayan V.S. – Cand. Sci. (Engineering), advisor to the director general of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: system analysis of nuclear power, economic and proliferation resistance areas.

Kazantsev A.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor of the OINPE, head of thermal physics simulation laboratory of the «Simulation System Ltd.». Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1981. Scientific interests – modeling of main engineering equipment, Simulation of two phase flows for NPP applications, calculation based on CFD code OpenFOAM.

Krutikov K.K. – Cand. Sci. (Engineering), senior lecturer of chair «Theoretical bases electrical engineers» of branch of the state educational institution of the higher vocational training «the Moscow Power Engineering Institute (technical university)» in Smolensk.

Kutkov V.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), head of laboratory of Radiation safety problems of Institute of Nuclear Reactors, National Research Centre «Kurchatov Institute», Moscow.

Kutin B.V. – researcher of the SSC RF-IPPE.

Lititsky V.A. – Cand. Sci. (Engineering), head of laboratory of the State Scientific Centre of the Russian Federation – The Institute of Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE).

Maksimov M.V. – Dr. Sci. (Engineering), full professor, scientific director of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University. E-mail: asa@w510.tm.odessa.ua.

Maslov O.V. – Dr. Sci. (Engineering), associate professor, head of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University. E-mail: asa@w510.tm.odessa.ua.

Makhov K.A. – Master's degree student of the chair «Atomic, Warm Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Maslov P.A. – post-graduated student of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI» (OINPE).

Pelykh S.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University. E-mail: kingfisher@renome-i.net .

Perfilyev E.A. – chief of laboratory of a reliable power supplies of electro department of branch of concern «Rosenergoatom» «Smolensk Nuclear Power Plant».

Pitilimov V.A. – researcher of the VNIIAES.

Pleshakova N.V. – engineer-programmer of Smolensk training center «Atomtechenergo», graduated from INPE in 2005 and from INPE post-graduate research course in System analysis, Control theory and Data Processing (for power engineering) in 2008. Scientific interests: system analysis of NPP main control room team members performance under abnormal situations, ergonomics support of operator activity.

Rachkova E.N. – Deputy Head of Energy Faculty of the Moscow State Open University. Scientific interests: environmental aspects of large scale nuclear power with closed fuel cycle.

Rozhkov V.V. – Cand. Sci. (Engineering), senior lecturer of chair «Electromechanical systems» of branch of the state educational institution of the higher vocational training «the Moscow Power Engineering Institute (technical university)» in Smolensk.

Starkov V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Department, State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»), Associate Professor of Atomic Reactors Chair, Dimitrovgrad Branch of Ulyanovsk State Technological University. Scientific interests: thermal physics and reactor physics. Tel. (84235) 6-55-72, e-mail: sva@niar.ru.

Tereshonok V.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), head of laboratory of the VNIIAES.

Tkachenko V.V. – Cand. Sci. (Engineering), dean of In-Services Training Department, OINPE.

Usanov V.I. – Dr. Sci. (engineering), International Atomic Energy Agency, Russian expert in INPRO. Scientific interests: nuclear power system analysis, environmental aspects.