

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.

№1 2016 г.

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Л.В. Абрамов, А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.А. Васюченко

Разработка и верификация программного комплекса для вероятностного анализа безопасности ядерных установок проектного направления «ПРОРЫВ» 5

С.А. Качур, Н.В. Шахова

Система диагностики состояния турбогенератора на основе сетей Петри 13

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

О.А. Плаксин

Кинетика формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла тяжелыми ионами с учетом распыления и диффузии 21

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

И.Д. Фадеев, И.В. Дмитриева, С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин

Разработка и верификация программы ТР-БН для обоснования режимов нормальной эксплуатации реакторов БН 30

А.А. Догов

Система моделирования и визуализации ядерных превращений – Nuclear Evolution Software 41

И.И. Дегтярёв, Ф.Н. Новоскольцев, О.А. Ляшенко, Е.В. Гулина, Л.В. Морозова

Статус кода RTS&T-2014 51

О.Н. Андрианова, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров

Уточнение нейтронных констант кремния и урана на основе интегральных и дифференциальных экспериментов 61

А.А. Андрианов, И.С. Купцов, Т.В. Утянская

Применение методов оптимизации для задач оценки эффективности систем ядерной энергетики с использованием среды MESSAGE 70

<i>С.И. Битюков, А.В. Максимушкина, В.В. Смирнова</i>	
Сравнение гистограмм в физических исследованиях	81
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	
<i>А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев</i>	
Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла	91
<i>Д.В. Постоварова, Н.В. Ковалев, М.С. Онегин, Б.А. Бибичев</i>	
Радиационные характеристики ремикс-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР-1000	100
<i>Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Ансэ</i>	
Перспективный топливный цикл ядерной энергетики РФ с привлечением незначительного количества тория от термоядерного источника нейтронов с Th-бланкетом	111
ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
<i>А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова</i>	
Расчётно-экспериментальные исследования облучательного устройства с твэльным подогревом в реакторе БОР-60	119
ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ	
<i>В.И. Белозеров, Э.Р. Ситдииков, Е.В. Варсеев</i>	
Влияние примесей на теплообмен в свинцовом теплоносителе	130
<i>А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, Р.П. Садовничий</i>	
Обеспечение коррозионной стойкости сталей в тяжёлых жидкометаллических теплоносителях	138
ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>А.В. Клименко, В.Л. Миронович</i>	
Идеология и проблемы системно-экономической оптимизации ЯЭУ	149
ОТ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ	
Общие сведения о журнале. Правила оформления статей	159

CONTENTS

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Abramov L.V., Bakhmetyev A.M., Bylov I.A., Vasyuchenkov A.A.

Development and verification of a software system for probabilistic safety analysis of nuclear installations project direction «PRORYV» 5 (11)

Kachur S.A., Shakhova N.V.

DIagnostic system based on condition turbogenerator Petri nets 13 (19)

NUCLEAR MATERIALS

Plaksin O.A.

Dynamically stable nanostructures in heavy-ion implanted silica glass 21 (28)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Fadeev I.D., Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A.

Development and verification of the TR-BN program for validation of the normal operation modes in the BN reactors 30 (39)

Dogov A.A.

Interactive information system for simulation and visualization of nuclear transformations – Nuclear Evolution Software 41 (49)

Degtyarev I.I., Novoskoltsev F.N., Liashenko O.A., Gulina E.V., Morozova L.V.

RTS&T-2014 code status 51 (59)

Andrianova O.N., Lomakov G.B., Manturov G.N.

Improvement both of silicon and uranium neutron data based on integral and differential experiments 61 (67)

Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Utianskaia T.V.

Application of optimization methods for nuclear energy system performance assessment by the MESSAGE software 70 (79)

Bitjukov S.I., Maksimushkina A.V., Smirnova V.V.

Comparison of histograms in physical research 81 (89)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A.

Development of the code CYCLE for nuclear fuel cycle analysis 91 (98)

Postovarova D.V., Kovalev N.V., Onegin M.S., Bibichev B.A.

Radiation characteristics of remix-fuel multirecycling in VVER-1000 reactor 100 (109)

Kulikov G.G., Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov E.G., Apse V.A.

Fuel cycle of Russian nuclear power with involvement of thorium resources
and thermonuclear neutron source with Th-blanket 111 (117)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

*Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V., Ishunina O.V.,
Naboyschikov Yu.V., Poglyad N.S., Sharonova M.G.*

Calculations and experimental investigation of the irradiation rig
with a fuel heater for the BOR-60 reactor 119 (128)

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

Belozеров V.I., Sitdikov E.R., Varseev E.V.

Effect of impurities content on the heat transfer in the lead coolant 130 (137)

Legkikh A.Yu., Askhadullin R.Sh, Sadovnichiy R.P.

Assurance of corrosion resistance of steels in heavy liquid metal coolants 138 (147)

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Klimenko A.V., Mironovich V.L.

System and economic optimization problems of NPPs and its ideology 140 (156)

РАЗРАБОТКА И ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПРОЕКТНОГО НАПРАВЛЕНИЯ «ПРОРЫВ»

Л.В. Абрамов, А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.А. Васюченко

*АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова»
603704, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15*



Выполнение вероятностного анализа безопасности (ВАБ) предусматривает разработку сложной компьютерной модели ядерной установки с проведением всестороннего исследования надежности и безопасности, что требует соответствующего программного обеспечения. В рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» АО «ОКБМ Африкантов» в 2013 – 2015 гг. была выполнена разработка и верификация программного комплекса CRISS 5.3 для ВАБ.

Представлен обзор программных средств, используемых в отрасли для выполнения ВАБ энергоблоков АЭС с анализом их возможностей.

Дано краткое описание программного комплекса CRISS 5.3, предназначенного для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки в целом при проведении вероятностного анализа безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерной установки.

Приведены результаты верификации программного комплекса CRISS 5.3, которая осуществлялась путем сравнения результатов анализа по программе CRISS 5.3 с аналитическими формулами и результатами качественного и количественного анализа по аттестованным программным средствам для ВАБ ядерных установок.

Ключевые слова: вероятностный анализ безопасности, ядерная установка, верификация, программное средство, дерево отказов, дерево событий.

ВВЕДЕНИЕ

Для выполнения вероятностного анализа безопасности (ВАБ) предусматривается разработка сложной компьютерной модели ядерной установки с проведением всестороннего исследования надежности и безопасности, требующей соответствующего программного обеспечения.

В рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» и проектного направления «Прорыв» реализуется проект «Коды нового поколения». В рамках этого проекта АО «ОКБМ Африкантов» в 2013 – 2015 гг. для ВАБ была выполнена разработка и верификация программного комплекса (ПК) CRISS 5.3.

© Л.В. Абрамов, А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.А. Васюченко, 2016

Для ядерных установок (ЯУ), разрабатываемых в рамках проектного направления «Прорыв», характерны следующие особенности:

- усложненные логико-вероятностные модели ЯУ;
- учет большого объема аварийных последовательностей, в том числе и с низкими вероятностями реализации;
- выполнение анализа надежности систем с высокой кратностью резервирования;
- снижение уровня отсеечения вероятностей минимальных сечений на несколько порядков при анализе.

Указанные особенности определили основные требования к разработанному ПК для ВАБ.

Рассмотрим программные комплексы для выполнения ВАБ, используемые в российской атомной энергетике, а также кратко опишем структуру, основные функции и результаты верификации программного комплекса CRISS 5.3.

ОБЗОР ИСПОЛЪЗУЕМЫХ В ОТРАСЛИ ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ ДЛЯ ВАБ

В настоящее время в России для выполнения ВАБ энергоблоков атомных станций используются, в основном, программные комплексы RiskSpectrum (Швеция) [1] и CRISS (Россия) [2].

ПК RiskSpectrum является одним из наиболее широко используемых программных средств для выполнения ВАБ ядерных установок. В частности, ПК RiskSpectrum PSA предназначен для решения всего спектра задач по разработке и анализу логико-вероятностной модели ядерной установки в рамках выполнения ВАБ первого и второго уровней [3]. Поэтому в настоящее время в России выполнены и выполняются ВАБ первого и второго уровней для энергоблоков АЭС с ВВЭР и РБМК с использованием этого ПК.

Программный комплекс CRISS разрабатывается и совершенствуется специалистами АО «ОКБМ Африкантов» в течение последних 25-ти лет. ПК CRISS различных поколений начиная с конца 1980-х – начала 1990-х гг. широко использовались для поддержки проектирования и выполнения ВАБ ядерных установок различных типов (табл. 1).

Таблица 1

Разработка отечественного программного комплекса CRISS для ВАБ

Временной период	Комплекс	Особенности	Практическое использование
Конец 1980-х – начало 1990-х гг.	TREES CRISS	EC-1066	АСТ-500, БН-600, БН-800, ВПБЭР-600, установки малой мощности
Конец 1990-х гг.	CRISS 2.0	IBM PC, MS DOS	ВАБ Воронежской АСТ и АСТ СХК
2001 – 2002 гг.	CRISS 3.0 CRISS 3.1	IBM PC, MS DOS → MS Windows	ВАБ ГТ-МГР, ВАБ АТЭС с плавучим энергоблоком
2004 – 2009 гг.	CRISS 4.0	IBM PC, MS Windows 98	ВАБ БН-600, установки малой и средней мощности. Обучение специалистов отрасли
С 2009 г. по настоящее время	CRISS 5.1	IBM PC, MS Windows XP, 7	ВАБ БН-600, БН-800, БН-1200, ПАТЭС с РУ КЛТ-40С, ЯЭУ УАЛ с РУ РИТМ-200, ВАБ ХОЯТ на ФГУП «ГХК»

В настоящее время в эксплуатации находится ПК пятого поколения CRISS 5.1 [4]. В 2011 г. этот комплекс был аттестован Ростехнадзором для проведения вероятностного анализа безопасности объектов использования атомной энергии.

Модернизированный программный комплекс для ВАБ ядерных установок должен обеспечивать

- отсутствие ограничений на размерность логико-вероятностных моделей;
- выполнение анализа сложных моделей большой размерности с высоким быстродействием;
- исключение погрешности при объединении отдельных моделей систем и аварийных последовательностей в интегральную модель ядерной установки;
- использование универсальных моделей учета отказов по общей причине для высокорезервированных систем.

Модернизация программного комплекса CRISS также включала в себя реализацию алгоритма определения оптимального состава системы по экономическим показателям при заданном уровне надежности.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС CRISS 5.3

Программный комплекс CRISS 5.3 предназначен для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки в целом при проведении ВАБ на всех этапах жизненного цикла ядерной установки.

ПК CRISS 5.3 построен на базе архитектуры «клиент-сервер» с использованием единой администрируемой базы данных, позволяющей разграничивать права пользователей на внесение изменений. В качестве СУБД используется Oracle Database 11g Express Edition.

В серверной части программного комплекса расположена база данных, включающая в себя базы показателей надежности, систем безопасности, деревьев отказов, деревьев событий и вариантов анализа. Серверная часть ПК обеспечивает целостность хранимых данных и аутентификацию пользователей согласно имеющимся данным. Клиентская часть обеспечивает интерфейсы работы пользователя с базами данных программного комплекса, построение вероятностной модели в редакторах деревьев отказов и деревьев событий, проведение качественного и количественного анализа вероятностных моделей, исследование и документирование результатов анализа.

Расчетный модуль модернизированного программного комплекса CRISS 5.3 реализован с использованием алгоритмов параллельных вычислений и обеспечивает сокращение времени анализа логико-вероятностных моделей по сравнению с аттестованной версией программного комплекса CRISS 5.1.

Обобщенная блок-схема программного комплекса показана на рис. 1.

Программный комплекс позволяет

- накапливать в базах данных информацию о составе систем безопасности, исходных событиях аварий, учитываемых ошибках персонала и показателях надежности оборудования ядерной установки, включая параметры моделей учета отказов по общей причине, частотах исходных событий, регламенте проверок работоспособности элементов систем безопасности;
- управлять реляционными базами данных;
- осуществлять копирование данных между проектами, экспорт и импорт данных проектов;
- создавать и редактировать деревья отказов с использованием логических операторов «И», «ИЛИ», «М из N», отрицания;
- создавать и редактировать деревья событий;

- проводить качественный и количественный анализ деревьев отказов и деревьев событий с автоматизированным учетом ООП с использованием моделей биномиальной интенсивности отказов, бета-фактора и альфа-фактора, множественных греческих букв;
- выполнять анализ значимости, чувствительности и неопределенности (анализ неопределенности выполняется методом Монте-Карло, основанным на выборе случайных значений показателей надежности базисных событий);
- выполнять анализ видов и последствий отказов;
- редактировать минимальные сечения;
- выполнять оптимизацию состава системы по экономическим показателям;
- выводить на печать и сохранять в стандартном формате Microsoft Word графические изображения ДО и ДС, результаты качественного и количественного анализа, анализа значимости, чувствительности и неопределенности;
- импортировать (экспортировать) базы данных и логические модели (деревья отказов и деревья событий) из программного средства Risk Spectrum PSA Professional, используемого в отрасли для выполнения ВАБ;
- разрабатывать новые формы отчетов и редактировать имеющиеся;
- разграничивать права доступа пользователей для работы с программой.

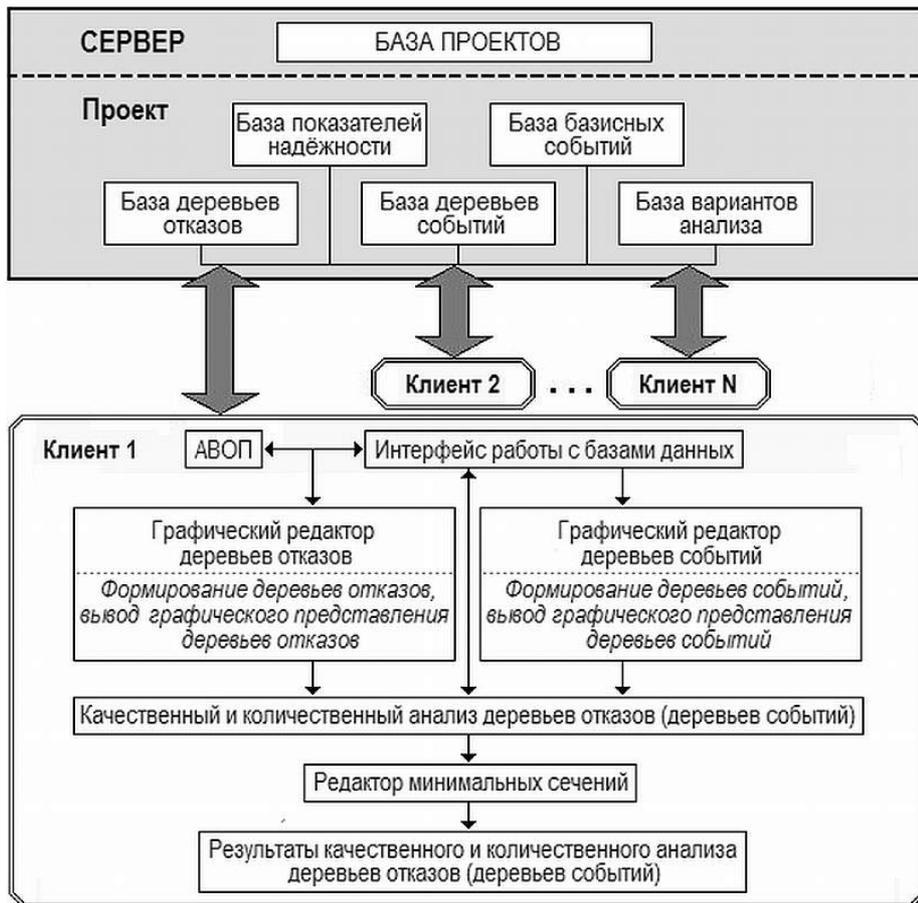


Рис. 1. Обобщенная блок-схема программного комплекса CRISS 5.3

С помощью программного средства CRISS 5.3 могут быть решены задачи полномасштабного вероятностного анализа безопасности, выполняемого методами деревьев отказов и деревьев событий. Программа не накладывает ограничений на размерность моделей ВАБ.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CRISS 5.3 ДЛЯ ВАБ

В 2015 г. в АО «ОКБМ Африкантов» выполнена верификация комплекса CRISS 5.3. Верификация осуществлялась путем сравнения результатов анализа по программе CRISS 5.3 с аналитическими формулами (аналитические тесты) и результатами качественного и количественного анализа по аттестованным программным средствам для ВАБ ядерных установок: CRISS 5.1 и RiskSpectrum PSA Professional (расчетные тесты). В состав матрицы верификации ПК CRISS 5.3 также был включен набор сложных логико-вероятностных моделей для оценки быстродействия верифицируемой программы.

При проведении верификации программного обеспечения, предназначенного для анализа надежности систем и вероятностного анализа безопасности, результаты экспериментов не используются. Успешная верификация подобных программ предполагает полное совпадение результатов расчетов для аналитических тестов. Для расчетных тестов расхождение результатов анализа с использованием различных программ при одинаковых исходных данных может быть обусловлено различием в используемых алгоритмах. Данный подход к проведению верификации программного обеспечения для ВАБ был использован при аттестации предыдущих версий программного комплекса CRISS [5] и других отечественных программных средств аналогичного назначения [6].

Таблица 2

Результаты верификации программного комплекса CRISS 5.3

Тестовый пример	Результаты анализа		
	CRISS 5.3	CRISS 5.1	RiskSpectrum Professional
Тестовый пример С.1	3.04E-04	3.038E-04	2.99E-04
- независимые отказы	1.98E-03	-	1.94E-03
- учет ООП по модели α -фактора	5.71E-04	-	5.62E-04
- учет ООП по MGL-модели	7.18E-04	-	7.07E-04
- учет ООП по модели биномиальной интенсивности отказов	1.89E-03	1.89E-03	-

Сопоставление результатов расчетов по тестовым примерам позволяет сделать следующие выводы.

– Выполнение качественного анализа логико-вероятностных моделей аналитических тестов вручную и с помощью программы CRISS 5.3 дает идентичные результаты – одинаковые наборы минимальных сечений как в предположении независимых отказов, так и с учетом ООП.

– Результаты количественного анализа по аналитическим тестам вручную и по программе CRISS 5.3 не имеют расхождения.

– Выполнение качественного анализа логико-вероятностных моделей расчетных тестов по программе RiskSpectrum PSA Professional, аттестованной программе CRISS 5.1 и с помощью программы CRISS 5.3 дает идентичные результаты – одинаковые наборы минимальных сечений как в предположении независимых отказов, так и с учетом ООП.

– Количественный анализ расчетных тестовых примеров с использованием программы CRISS 5.3 и CRISS 5.1 дает идентичные результаты.

– Количественный анализ по ряду расчетных тестовых примеров с использованием программы CRISS 5.3 по сравнению с Risk Spectrum Professional дает идентичный или более консервативный результат (до 4%) в силу более точного учета в алгоритме программы отказов в режиме ожидания в резервированных системах.

Результаты верификации по расчетному тестовому примеру С.1, представляющему собой сложное дерево отказов, моделирующее одну из систем безопасности ядерной установки с реактором БН, приведены в табл. 2.

– Коэффициент ускорения времени выполнения анализа по программе CRISS 5.3 в сравнении с CRISS 5.1 составляет от 2 до 3.3. Результаты сравнения времени выполнения анализа по CRISS 5.3 и RiskSpectrum последней версии 1.1.3 показывают, что программы находятся на одном уровне по быстродействию.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках проекта «Коды нового поколения» АО «ОКБМ Африкантов» в 2013 – 2015 гг. были выполнены разработка и верификация программного комплекса для ВАБ CRISS 5.3.

Программный комплекс CRISS 5.3 позволяет эффективно решить задачи полномасштабного вероятностного анализа безопасности ядерных установок, разрабатываемых по проектному направлению «Прорыв», без ограничений на размерность моделей ВАБ и с высоким быстродействием.

Литература

1. Шишина Е.С., Морозов В.Б., Токмачев Г.В., Байкова Е.В., Чулухадзе В.Р., Федулов М.В. Вероятностный анализ безопасности проекта ВВЭР-ТОИ / Материалы конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» ОКБ «Гидропресс» 28-31 мая 2013 г. / Электронный ресурс. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-075.doc>

2. Bakhmetyev A.M., Bylov I.A., Morev A.V. and Baklanov A.V. Developing of Safety Analysis and Monitoring Methods Applying to Small Modular Reactors, ASME 2014 Small Modular Reactors Symposium. / Электронный ресурс. URL:

<http://proceedings.asmedigitalcollection.asme.org/proceeding.aspx?articleid=1886993>

3. RiskSpectrum PSA. / Электронный ресурс. URL:

http://www.riskspectrum.com/en/risk/Meny_2/RiskSpectrum_PSA.

4. Бахметьев А.М., Былов И.А., Звягин Е.А., Абрамов Л.В. Программно-методическое обеспечение для вероятностного анализа безопасности объектов энергетики при разработке и эксплуатации / Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. - 1996. - № 3. - С. 136-142.

5. Бахметьев А.М., Былов И.А. К вопросу о системном исследовании безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов // Известия вузов. Ядерная энергетика - 2006. - №1 – С. 3-11.

6. Ершов Г.А., Ермакович Ю.Л., Парфентьев М.А. Программный комплекс «БАРС» для вероятностного анализа безопасности АЭС, Материалы конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» ОКБ «Гидропресс» 29 мая - 01 июня 2007. / Электронный ресурс. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/f130.pdf>

Поступила в редакцию 17.11.2015 г.

Авторы

Абрамов Лев Викторович, инженер-конструктор

E-mail: levabramov@okbm.nnov.ru

Бахметьев Александр Михайлович, заместитель директора

E-mail: alexbakh@okbm.nnov.ru

Былов Игорь Александрович, начальник подразделения

E-mail: vab@okbm.nnov.ru

Васюченков Андрей Александрович, ведущий инженер

E-mail: vab@okbm.nnov.ru

UDC 621.039.58:621.039.526

DEVELOPMENT AND VERIFICATION OF A SOFTWARE SYSTEM FOR PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS OF NUCLEAR INSTALLATIONS PROJECT DIRECTION «PRORYV»

Abramov L.V., Bakhmetyev A.M., Bylov I.A., Vasyuchenkov A.A.

JSCompany «Africantov OKB Mechanical Engineering»

15 Burnakovsky Proyezd, Nizhny Novgorod, 603074 Russia

ABSTRACT

Implementing of the probabilistic safety analysis (PSA) presumes the development of complicated computer model of the nuclear plant along with comprehensive study of reliability and safety that requires appropriate software. In 2013 – 2015, JSC «Africantov OKBM» developed and verified the PSA software system CRISS 5.3 under the project «New generation codes» of the «Proryv» project area.

The main requirements for integrated PSA software system CRISS 5.3 were determined by the following features of nuclear plants developed under the «Proryv» project area in view of PSA, namely:

- complication of the logical-and-probabilistic models of the nuclear plant;
- taking account of the large scope of emergency sequences, including those with the low realization probabilities;
- analysis of reliability of accident high redundancy systems;
- reduction of the cutoff level for minimal cutest probabilities by several orders during the analysis.

In the course of software system CRISS 5.3 development, the experience in development and operation of PSA software for the Russian nuclear power plants was taken into account. The paper presents brief review and analysis of possibilities of the software (RiskSpectrum and CRISS 5.1) used for NPP power units PSA.

The developed software system CRISS 5.3 is briefly described. Using this software system, it is possible to implement the tasks of full-scale PSA, which is performed by fault tree and event tree methods. The program does not restrict PSA model site. Software system CRISS 5.3 is based on client-server architecture using common administered database where user rights to make changes are differentiated.

The results of software system CRISS 5.3 verification are given. The verification was done by comparison of results of analysis using CRISS 5.3 software with analytic formulae, as well as results of qualitative and quantitative analysis using certified PSA software for nuclear plants.

Key words: probabilistic safety analysis, nuclear installation, verification, software, fault tree, event tree.

REFERENCES

1. Shishina E.S., Morozov V.B., Tokmachev G.V., Bajkova E.V., Chuluhadze V.R., Fedulov M.V. *Veroiatnostnyj analiz bezopasnosti proekta VVER-TOI* [Probabilistic safety analysis of VVER-TOI]. *Materialy konferentsii «Obespechnie bezopasnosti AES proekta VVER-TOI* [Proc. of the conference «Safety assurance of NPP with VVER»], Podolsk, 2013 (in Russian).
2. Bakhmetyev A.M., Bylov I.A., Morev A.V. and Baklanov A.V. *Developing of Safety Analysis and Monitoring Methods Applying to Small Modular Reactors*. Available at: <http://proceedings.asmedigitalcollection.asme.org/proceeding.aspx?articleid=1886993>.
3. RiskSpectrum PSA Available at: http://www.riskspectrum.com/en/risk/Meny_2/RiskSpectrum_PSA.
4. Bakhmetev A.M., Bylov I.A., Zvyagin E.A., Abramov L.V. *Programmno-metodicheskoe*

obespechenie dlya veroyatnostnogo analiza bezopasnosti ob"ektov energetiki pri razrabotke i ekspluatatsii [Methods and software for probabilistic analysis of safety of energy facilities during development and operation]. Trudy Nizhegorodskogo gosudarstvennogo tekhnicheskogo universiteta imeni R.E. Alekseeva [Proc. Nizhny Novgorod state technical University n.a. R.E. Alekseev]. Nizhny Novgorod. 1996, no. 3, pp. 136–142 (in Russian).

5. Bakhmetev A.M., Bylov I.A. *K voprosu o sistemnom issledovanii bezopasnosti yadernykh ustanovok s ispol'zovaniem veroyatnostnykh metodov* [On the Problem of System Investigation of Nuclear Plant Safety Using Probabilistic Methods]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2006, no. 1, pp. 3–11 (in Russian).

6 Ershov G.A., Ermakovich Yu.L., Parfent'ev M.A. *Programmnyj kompleks BARS dlya veroyatnostnogo analiza bezopasnosti AES* [Software complex BARS for probabilistic safety assessment of NPP]. Materialy konferentsii «Obespechnie bezopasnosti AES proekta VVER» [Proc. of the conference «Safety assurance of NPP with VVER»], Podolsk, 2007.

Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/f130.pdf> (in Russian).

Authors

Abramov Lev Viktorovich, Engineer

E-mail: levabramov@okbm.nnov.ru

Bakhmet'yev Alexandr Mihajlovich, Deputy Director

E-mail: alexbach@okbm.nnov.ru

Bylov Igor' Alexandrovich, Head of Department

E-mail: vab@okbm.nnov.ru

Vasyuchenkov Andrey Alexandrovich, Engineer

E-mail: vab@okbm.nnov.ru

СИСТЕМА ДИАГНОСТИКИ СОСТОЯНИЯ ТУРБОГЕНЕРАТОРА НА ОСНОВЕ СЕТЕЙ ПЕТРИ

С.А. Качур, Н.В. Шахова

*Институт ядерной энергии и промышленности
299015, Севастополь, ул. Курчатова, 7*



Цель исследования – построение автоматизированной системы контроля и регулирования технологических процессов турбогенератора на основе акустического анализа повреждений статора для повышения эффективности эксплуатации АЭС в целом. Для достижения этой цели необходима разработка информационно-измерительной системы, в которой информация о состоянии обмоток статора турбогенератора поступает от детекторов шума, расположенных на поверхности турбогенератора. Для идентификации состояния турбогенератора используется метод акустического анализа наиболее «горячих» точек турбогенератора.

Предложена стохастическая модель автоматизированной системы контроля и регулирования технологических параметров турбогенератора на основе сетей Петри, позволяющая выявить локальные изменения состояния обмоток статора турбогенератора. Представленная модель позволяет снизить размерность задачи за счет выбора подмножества состояний, определяющего риск появления повреждений статора. Модель отличается простотой и высоким быстродействием. Применение предложенной структуры информационно-измерительной системы турбогенератора позволяет осуществлять диагностирование состояния турбогенератора на начальной стадии возникновения повреждения и повысить быстродействие процесса измерения в десять раз.

Ключевые слова: автоматизированная система контроля, состояние обмоток статора, турбогенератор, система диагностики, акустический метод, аварийная ситуация, сети Петри, идентификация нарушений, анализ наиболее «горячих» точек, вероятностная модель, стохастическая модель.

Существующие автоматизированные системы контроля и регулирования технологических процессов оборудования АЭС в качестве средства сбора и первичной обработки информации используют агрегативные средства контроля регулирования (АСКР). Основными техническими характеристиками оборудования системы АСКР являются погрешность измерения и время обработки информации. К системам диагностики блоков АЭС предъявляются повышенные требования по быстродействию при достаточной точности определения состояния оборудования [1].

Несмотря на то, что в настоящее время одним из наиболее эффективных способов обнаружения аномальных отклонений физических процессов, протекающих в технологическом оборудовании, является контроль и анализ шумов [2], при эксплуатации турбогенератора предусматривается лишь периодическое его прослуши-

© С.А. Качур, Н.В. Шахова, 2016

вание на определенном расстоянии от наружного контура и сравнение среднего уровня шума с допустимым.

Поэтому решение задачи усовершенствования автоматизированных систем контроля и регулирования технологических процессов турбогенератора на основе «шумового» анализа является актуальным.

В настоящее время на основе «шумового» анализа разрабатываются различные измерительно-информационные системы (ИИС) [2]. Типовая методика «шумового» контроля и диагностики оборудования установки содержит следующие основные этапы: составление эталонных спектров «шумовых» сигналов при различных режимах работы контура; оперативный «шумовой» контроль и сравнение получаемых результатов с эталонными данными; анализ «шумовых» сигналов и выявление их изменений; сопоставление результатов анализа со структурой оборудования в целях выработки диагноза; принятие решения о возможности эксплуатации оборудования [3, 4]. Акустические методы обладают рядом достоинств: высокая информативность, избирательность, простота устройств, отсутствие специальных требований к конструкции контура, широкие функциональные возможности, возможность прогнозирования путем контроля растрескивания металла оборудования. Акустические колебания хорошо распространяются по металлу, и могут быть зарегистрированы в удобной для измерений точке контура. Частотный диапазон этих колебаний простирается от сотен герц до сотен килогерц.

Однако методика «шумового» контроля предполагает построение спектральных характеристик эталона и сравнение с заданной периодичностью их с подобными характеристиками, полученными в процессе функционирования устройства, на основе анализа ковариационных матриц. Число точек контроля (множество детекторов шума, расположенных на поверхности турбогенератора) задает размерность ковариационной матрицы и определяет точность диагностирования состояния объекта. При таком подходе проведение ковариационного анализа не удовлетворяет существующим требованиям к автоматизированным системам контроля оборудования ЯЭУ по быстродействию [1]. Кроме того, чтобы такая система контроля была максимально эффективной, она должна работать непрерывно, как обычная система технологического контроля, не нарушая нормальной работы установки в процессе всего периода эксплуатации. В настоящее время отсутствуют системы контроля и методы идентификации нарушения контакта под нагрузкой, что приводит к пожару в лобовых частях, после которого требуется частичная или полная замена обмоток статора турбогенератора [5].

Предлагается модифицировать «шумовую» методику, полагая в ее основу метода акустического анализа наиболее «горячих» точек [6]. Данный метод впервые был опробован и подтвержден под руководством д.т.н., профессора И.А. Попова на примере адаптивного управления процессом кипения ядерного реактора [7]. Рассматриваемый метод позволяет повысить скорость идентификации состояния турбогенератора и улучшить качество оценки повреждений турбогенератора за счет локализации пробоев обмоток статора в процессе эксплуатации. Технический результат использования этого метода достигается путем разработки схемы расположения детекторов шума ИИС и порядка расчета по показаниям ИИС координат проекций на поверхность турбогенератора зон повышенной температуры. Поскольку скорость обработки информации при прочих равных условиях зависит от размерности задачи, в частности, количества рассматриваемых в конкретный момент времени детекторов шума, то стоит задача разработки моделей поведения системы, позволяющей осуществлять оперативный сбор и обработку информации в предаварийных ситуациях. Возможности математического аппарата сетей Петри (СП) при

определенной интерпретации элементов сети позволяют наилучшим образом в сравнении с существующими моделями решить данную задачу [8].

Цель исследования состоит в построении автоматизированной системы контроля и регулирования технологических процессов турбогенератора на основе акустического анализа повреждений статора для повышения эффективности эксплуатации АЭС в целом.

Вероятностной моделью повреждений статора является множество распределений засоренных частей выборок амплитуд флуктуационных сигналов, измеряемых расположенными на поверхности турбогенератора детекторами шума [9].

Для достижения поставленной цели необходимо разработать информационно-измерительную систему, в которой информация о состоянии обмоток статора турбогенератора поступает от l детекторов шума, расположенных на поверхности турбогенератора. Замеры уровня шума проводятся с интервалом времени Δt . В качестве метода идентификации состояния турбогенератора используется метод акустического анализа наиболее «горячих» точек (МАО НГТ) турбогенератора [6].

В методе акустического анализа наиболее «горячих» точек на первом этапе измерений используется n основных детекторов шума d_i ($i = 1, \dots, n$), схема расположения которых на поверхности турбогенератора образует координатную сетку. На втором этапе производится уточнение координат НГТ, т.е. по результатам измерений первого этапа для каждого детектора d_x , находящегося в НГТ, рассматриваются вспомогательные детекторы d_{xi} ($i = 1, \dots, 8$), расположенные по схеме деления отрезков основной координатной сетки пополам.

Результатом анализа первой схемы расположения детекторов является дерево решений. Листьям дерева решений соответствуют координаты НГТ на поверхности турбогенератора в первом приближении. Количество уровней дерева решения отражает степень риска, увеличивающуюся с номером уровня.

Результатом применения МАО НГТ является вектор $S = (s_1, s_2, \dots, s_n)$ состояния статора турбогенератора, отражающий степень риска повреждений статора и соответствующий максимальному номеру s_p уровня дерева решений в точках, определяемых вектором UX координат НГТ распределения тепловых шумов. Вектор UX представляет собой управляющее воздействие для системы автоматического регулирования охлаждения и аварийной защиты турбогенератора.

Для построения схемы активизации детекторов шума возникает задача определения векторов $PU = (pu_1, pu_2, \dots, pu_n)$ и $PUB = (pub_1, pub_2, \dots, pub_m)$ вероятностей появления повреждений, соответствующих управляющим воздействиям для основных и вспомогательных детекторов шума, в классе моделей с дискретным временем как преобразование

$$[PU, PUB] = F(S[k], S[k-1], C, k), \quad (1)$$

где F – преобразование на основе расширения стохастической СП; S – вектор состояния турбогенератора, описывающий распределение тепловых шумов; C – сеть Петри; k – номер дискретного момента времени. Исходные вероятности появления повреждений в местах расположения основных детекторов принимаются равными 0,5, а вспомогательных – 0.

Общее решение задачи построения информационно-измерительной системы акустических шумов турбогенератора основывается на поиске максимума риска повреждений статора.

Риск R возникновения повреждений можно определить как

$$R = \max_i pu_i, \quad (2)$$

$$p_{u_i} = \begin{cases} 1, & \text{если } sp \geq 3, \\ 0,75, & \text{если } sp = 2, \\ 0,5, & \text{если } sp = 1, \\ 0,25, & \text{если } sp = 0, \end{cases} \quad (3)$$

где p_{u_i} – вероятность появления повреждений в местах расположения основных детекторов; sp – максимальный уровень дерева решений для i -го основного детектора в точках.

Для вспомогательных детекторов шума вероятности их активизации (обработки измерений) определяются из следующего соотношения:

$$p_{ub_i} = \begin{cases} 1, & \text{если } sp \geq 3; \\ 0, & \text{в противном случае.} \end{cases} \quad (4)$$

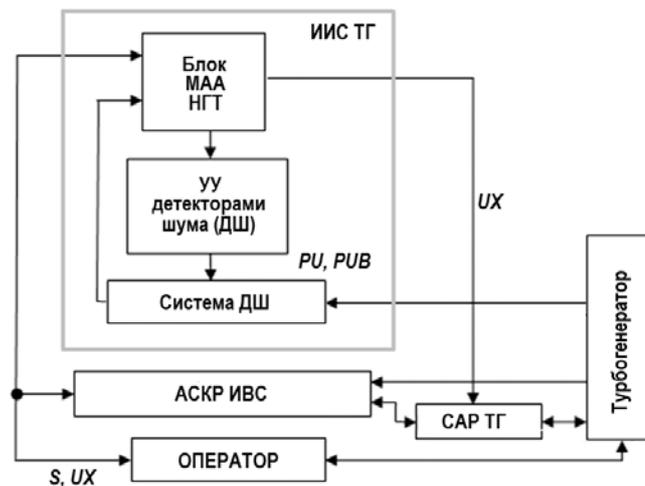


Рис. 1. Обобщенная схема автоматизированного управления технологическими параметрами турбогенератора

Обобщенная схема автоматизированного управления технологическими параметрами турбогенератора (АСУ ТП ТГ), приведенная на рис. 1, включает в себя предлагаемую информационно-измерительную систему турбогенератора (ИИС ТГ), систему автоматического регулирования турбогенератора (САР ТГ), средства сбора и первичной обработки информации АСКР и ИВС.

Для описания дискретных процессов случайной структуры в условиях неопределенности, какими являются и процессы измерения параметров турбогенератора, эффективно применение математического аппарата сетей Петри (СП) [8]. В данном случае целесообразно использовать обобщение стохастических и функциональных СП, заключающееся в объединении подмножеств их атрибутов.

Для рассматриваемого объекта примем следующую интерпретацию элементов СП: переход – элемент системы, например, блок, детектор шума и т.д.; позиция – набор выходов элемента системы; маркер – признак наличия вектора сигналов на выходе элемента; дуга – канал передачи сигналов; срабатывание перехода означает включение элемента в текущую структуру.

Вероятность срабатывания перехода будем рассматривать как вероятность передачи из множества входных позиций данного перехода хотя бы одного маркера и выполнение множества ограничений (условий), сопоставленных этому переходу.

Модель АСУ ТП ТГ на основе стохастических СП представлена на рис. 2 в виде графа взаимосвязанных множеств переходов (Т), позиций (Р) и дуг. Дугам сопоставлены вероятности, полученные по формулам (2) либо (3) в зависимости от ин-

терпретации перехода, для которого они являются входными. Описание переходов предложенной модели дано в табл. 1.

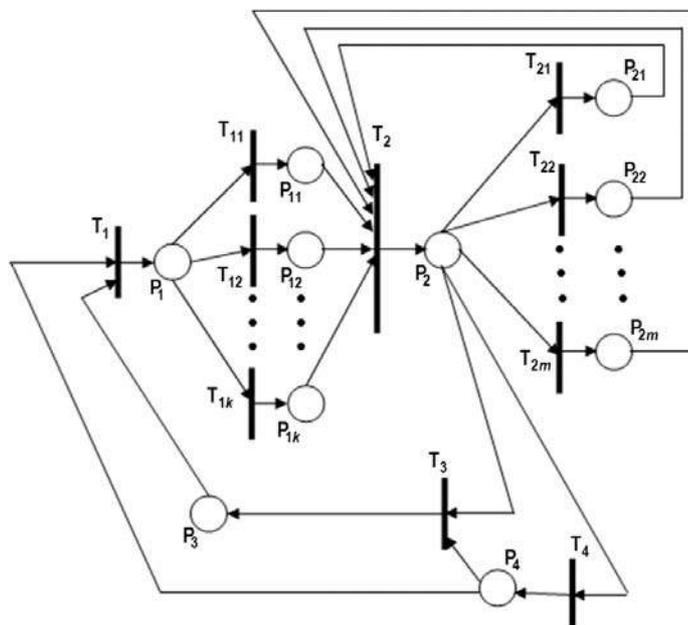


Рис. 2. Модель автоматизированной системы управления технологическими параметрами турбогенератора на основе расширения стохастических СП

Таблица 1

Описание переходов модели на основе сетей Петри

Тип перехода	Условие, сопоставленное переходу	Выполняемые функции
T1	–	ТУРБОГЕНЕРАТОР
T2	–	Блок метода акустического анализа наиболее «горячих» точек, расчет вероятностей повреждений статора
T3	Отсутствие ручного управления	Система автоматического регулирования турбогенератора
T4	–	ОПЕРАТОР
T ₁₁ -T _{1k}	Наличие ненулевых вероятностей	Основные детекторы шума
T ₂₁ -T _{2m}	Наличие ненулевых вероятностей	Вспомогательные детекторы шума

Обобщенная схема АСУТП ТГ (рис. 1) и ее сетевая модель (рис. 2) применимы для МАА НГТ, их структура не зависит от способа функционирования детекторов шума.

Для турбогенератора определяющим фактором допустимости того или иного эксплуатационного режима работы является тепловой режим. На АЭС тепловой контроль турбогенератора осуществляется, в частности, информационно-вычислительными станциями и автоматическими системами контроля режима и регистрации технологических параметров турбогенератора [5]. Тепловой контроль всех основных узлов и систем охлаждения турбогенератора и возбудителя осуществляется термометрами сопротивления, которые подключены к устройству теплового контроля. Опрос всех точек параметров температурного контроля производится последовательно и включает в себя проверку нахождения параметра в пределах верхней

и нижней уставок. Время обработки информации для 127-ми каналов измерения не превышает 8 с, срабатывания сигнализации – не более 16 с. Цикл опроса «жестко защит» в блок постоянной памяти.

Предложенная структура системы диагностики за счет использования возможностей метода акустического анализа наиболее «горячих» точек позволяет снизить объем вычислений при определении характеристик мест возможных повреждений обмотки статора в N_1 раз:

$$N_1 = \frac{2^{k_1}}{k_1 2^{k_2}}, \quad (5)$$

где k_1 – общее количество детекторов шума; k_2 – количество детекторов, которые изменили свои показания.

Временные затраты на выявление мест потенциальных повреждений статора за счет возможностей математического аппарата СП в предложенной структуре системе диагностики сокращаются в N_2 раза:

$$N_2 = \frac{\lg 2^{k_1}}{\lg(k_1 2^{k_2})}. \quad (6)$$

Таким образом, разработанная структура АСУТП ТГ дает возможность повысить скорость идентификации состояния турбогенератора в 10 раз при условии, что из общего количества детекторов 127 существенным образом изменили показания 5 детекторов. В этом случае время срабатывания сигнализации не превышает 1,6 с.

Предложена стохастическая модель автоматизированной системы контроля и регулирования технологических параметров турбогенератора на основе СП, позволяющая выявить локальные изменения состояния обмоток статора турбогенератора. Представленная модель позволяет снизить размерность задачи за счет выбора подмножества состояний, определяющего риск появления повреждений статора. Модель отличается простотой, высоким быстродействием и способностью к самообучению, присущей нейророботным системам.

Применение предложенной структуры информационно-измерительной системы ТГ позволяет осуществлять диагностирование состояния ТГ на начальной стадии возникновения повреждения и повысить быстродействие процесса измерения в 10 раз.

Предложенная модель автоматизированной системы управления технологическими параметрами турбогенератора может быть использована для усовершенствования существующих агрегативных средств контроля и регулирования с целью повышения безопасности эксплуатации атомных электростанций.

Литература

1. Алексеев Б.А. Определение состояния (диагностика) крупных турбогенераторов. – М.: Изд-во НЦ ЭМАС, 2001. – 152с.
2. Емельянов И.Я. Управление и безопасность ядерных энергетических установок/ И.Я. Емельянов, П.А. Гаврилов, Б.Н. Селиверстов – М.: Атомиздат, 1975. – 280 с.
3. Еременко В.А. Пути обеспечения безопасного управления атомными энергетическими установками/ В.А. Еременко – К.: Техника, 1988 – 256с.
4. Острейковский В.А. Эксплуатация атомных станций. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 928 с.
5. Мамиконянц Л.Г. Разработка типовых программ и методик комплексных обследований, нормативов и критериев оценки технического состояния и возможностей дальнейшей эксплуатации электрооборудования высокого напряжения, отработавшего определенными

стандартами сроки службы – М.:ВНИИЭ, 2000. – 154 с.

6. Качур С.А. Метод акустического анализа повреждений обмоток статора турбогенератора / 36. наук. пр. СКУЯЭтаП – Вып. 1 (37). – Севастополь: СКУЯЭиП, 2011. – С. 21-25.

7. Попов И.А. Адаптивное управление процессом кипения ядерного реактора ВВЭР на основе моделей сетей Петри и метода наиболее «горячих» точек / 36. наук. пр. СКУЯЭтаП. – Вып. 3 (31). – Севастополь: СКУЯЭиП, 2009. – С.40-48.

8. Питерсон Д. Теория сетей Петри и моделирование систем. – М.: Мир, 1984. – 264 с.

9. Шахова Н.В. Вероятностная модель повреждения статора турбогенератора / 36. наук. пр. СКУЯЭтаП – Вып. 2 (38). – Севастополь: СКУЯЭиП, 2011. – С. 89-94.

Поступила в редакцию 20.11.2015 г.

Авторы

Качур Светлана Александровна, доцент, доктор техн. наук

E-mail: kachur_62@mail.ru

Шахова Наталья Васильевна, старший преподаватель

E-mail: nata.shakhova.73@mail.ru

UDC 621.039.56

DIAGNOSTIC SYSTEM BASED ON CONDITION TURBOGENERATOR PETRI NETS

Kachur S.A., Shakhova N.V.

Institute of Nuclear Energy and Industry
7 Kurchatov st., Sevastopol, 299015 Russia

ABSTRACT

The objective of the study is to construct the automated monitoring systems and process control turbine generator based on an acoustic analysis of damage of the stator to enhance efficiency of operation of nuclear power plants in general.

To achieve this goal it is necessary to develop information-measuring system in which information on the status of the turbogenerator stator windings supplied by l detector noise on the surface of the turbine generator. Measurements of noise levels are carried out with a Δt time interval As a method of identifying the condition of the turbogenerator is used method of acoustic analysis of the most "hot spots" of the turbogenerator. The general solution of the problem of constructing information-measuring system of acoustic noise turbine generator based on finding high risk of damage to the stator. For the object in question will take the following interpretation elements of Petri nets: the transition – element of the system; position – set output element of the system; marker – a sign of the presence of the vector signal at the output member; arc – a signaling channel; triggering transition is meant to include an item in the current structure. Probability of success the transition will be considered as the probability of transmission of a plurality of input positions of the transfer of at least one marker and the implementation of a set of constraints (conditions) that are associated with this transition.

Model results of the automated control system of the turbine generator based on stochastic Petri nets, as a graph of interconnected sets of transitions, positions and arcs. Arcs compared the probability model proposed automated control system of the turbine generator can be used to improve existing automated systems of control and regulation in order to increase operational safety of nuclear power plants. Application of the proposed structure of the information-measuring system of turbine generator allows

diagnostics condition of the turbogenerator in the initial stages of formation damage and increase the speed of the measurement process ten times.

A stochastic model of the automated monitoring systems and process control turbine generator based on Petri nets, allowing to detect local changes in the state of the stator windings of turbogenerator. The model makes it possible to reduce the dimension of the problem by selecting a subset of states, determining the risk of damage to the stator. The model is characterized by simplicity and high speed.

Key words: automated control system, the state of the stator winding, turbo generator, diagnostics system, acoustic method, emergency, Petri nets, identifying violations, analysis of the most "hot spots", probabilistic model, stochastic model.

REFERENCES

1. Alekseev B.A. *Opređenje sostoyaniya (diagnostika) krupnykh turbogeneratorov.* Moscow. NTS EHMAS Publ., 2001. 152 p. (in Russian).
2. Emel'yanov I.YA. *Upravlenie i bezopasnost' yadernykh ehnergeticheskikh ustanovok.* – Moscow. Atomizdat Publ., 1975. 280 p. (in Russian).
3. Eremenko V.A. *Puti obespecheniya bezopasnogo upravleniya atomnymi ehnergeticheskimi ustanovkami.* Kiev. Tehhnika Publ., 1988. 256 p. (in Russian).
4. Ostrejkovskij V.A. *EHkspluatatsiya atomnykh stantsij.* Moscow. Energoatomizdat Publ., 1999. 928 p. (in Russian).
5. Mamikonyants L.G. *Razrabotka tipovykh programm i metodik kompleksnykh obsledovaniy, normativov i kriteriev otsenki tekhnicheskogo sostoyaniya i vozmozhnostej dal'nejshej ehkspluatatsii ehlektrooborudovaniya vysokogo napryazheniya, otrabotavshego opredelen-nymi standartami sroki sluzhby.* Moscow. VNIIE Publ., 2000. 154 p. (in Russian).
6. Kachur S.A. *Metod akusticheskogo analiza povrezhdenij obmotok statora turbogeneratora.* *Zb. nauk. pr. SNUYAEtP. Iss.1(37).* Sevastopol'. SNUYAEiP Publ., 2011, pp .21 -25. (in Russian).
7. Popov I.A. *Adaptivnoe upravlenie protsessom kipeniya yadernogo reaktora VVER na osnove modelej setej Petri i metoda naibolee «goryachikh» toček.* *Zb.nauk.pr.SNUYAEtP. Iss. 3(31).* Sevastopol'. SNUYAEiP Publ., 2009, pp. 40-48 (in Russian).
8. Piterson D. *Teoriya setej Petri i modelirovanie system.* Moscow. Mir Publ., 1984, 264 p. (in Russian).
9. Shakhova N.V. *Veroyatnostnaya model' povrezhdeniya statora turbogeneratora.* *Zb. nauk. pr. SNUYAEtP. Iss.2(38).* Sevastopol'. SNUYAEiP Publ., 2011, pp. 89-94 (in Russian).

Authors

Kachur Svetlana Aleksandrovna, Doctor of Technical Sciences, Associate Professor
E-mail: kachur_62@mail.ru

Shakhova Natal'ya Vasil'evna, Senior Lecturer
E-mail: nata.shakhova.73@mail.ru

КИНЕТИКА ФОРМИРОВАНИЯ ДИНАМИЧЕСКИ УСТОЙЧИВЫХ НАНОСТРУКТУР ПРИ ИМПЛАНТАЦИИ КВАРЦЕВОГО СТЕКЛА ТЯЖЕЛЫМИ ИОНАМИ С УЧЕТОМ РАСПЫЛЕНИЯ И ДИФФУЗИИ

О.А. Плаксин

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*

Р

Поиск и исследование структур, устойчивых к облучению, относятся к важным задачам радиационного материаловедения, включая проблемы радиационной стойкости конструкционных материалов и материалов диагностических систем ядерной энергетики. Оптические измерения в процессе имплантации тяжелых ионов в диэлектрики позволяют обнаруживать состояния структуры, динамически устойчивые во время облучения. В работе проведен анализ кинетики формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла ионами Au⁺ и Si⁺ с энергией 60 кэВ в рамках одномерной модели эволюции распределения имплантированных атомов по глубине, учитывающей распыление поверхности имплантированного слоя, производство и диффузию имплантированной массы. Предложены способы оценки вкладов этих процессов в кинетику с использованием экспериментальных данных по распылению, изменению оптических свойств и изображений структуры. Показано, что распыление поверхности доминирует в кинетике насыщения при имплантации кварцевого стекла ионами Au⁺.

Ключевые слова: имплантация тяжелых ионов, радиационно-индуцированные процессы, наноструктуры, устойчивость при облучении.

ВВЕДЕНИЕ

Структуры, содержащие наночастицы металла, представляют интерес для множества применений в фотонике [1 – 4]. Для демонстрации возможности получения наночастиц металла, внедренных в слои прозрачных диэлектриков, широко используется имплантация тяжелых ионов [1]. Ионная имплантация позволяет преодолевать термодинамические и кинетические запреты, характерные для множества других методов, и быстро создавать необходимые нанокomпозиты при потоке ионов до 10¹⁵ ионов/см²·с [5]. Наночастицы металла, созданные методом ионной имплантации, используются также в качестве прекурсоров для получения наночастиц оксидов металлов [6].

В работах [7 – 13] оптические измерения в процессе ионной имплантации позволили установить стадии формирования слоев с внедренными наночастицами металла, фазовый состав слоев и химический состав фаз. Например, во время имп-

© О.А. Плаксин, 2016

лантации ионов меди в кварцевое стекло по спектрам оптического поглощения в области поверхностного плазменного резонанса в наночастицах меди можно следить за фазой металла, а по спектрам радиационно-индуцированной люминесценции – за имплантированными атомами меди в твердом растворе. По результатам оптических измерений были построены неравновесные фазовые диаграммы в координатах «поток ионов - флюенс ионов» [10 – 13].

Неравновесные фазовые диаграммы содержат области, аналогичные областям равновесных фазовых диаграмм, в частности, однофазную область твердого раствора имплантированных атомов и двухфазную область (твердый раствор с внедренными наночастицами металла). В однофазной области с ростом флюенса ионов увеличивается концентрация имплантированных атомов в твердом растворе. В двухфазной области с ростом флюенса ионов увеличивается доля металлической фазы при неизменном составе твердого раствора. Кроме этого, обнаруживается особая область – область насыщения. В состоянии насыщения, установившемся при облучении с постоянным потоком ионов, распределение наночастиц по размерам и глубине, а также химический и фазовый составы нанокompозита не зависят от флюенса ионов. Другими словами, в состоянии насыщения структура нанокompозита проявляет динамическую устойчивость в условиях обмена массой и энергией между нанокompозитом и окружающей средой, а дальнейшая ионная имплантация становится неэффективной. В динамически устойчивой структуре наблюдаются бимодальные распределения наночастиц по размерам и глубине залегания. Например, в кварцевом стекле крупные наночастицы меди располагаются в приповерхностном слое, отделенном обедненной зоной от мелких наночастиц, расположенных в глубине [14].

В работе [10] было проведено обсуждение вкладов радиационно-индуцированных процессов (распыление поверхности, радиационно-стимулированная диффузия, атомные столкновения, электронные возбуждения и т.д.) в кинетику насыщения нанокompозитов. Было отмечено недостаточное понимание роли процессов, влияющих на формирование динамически устойчивых структур. Кроме этого, не выяснены причины формирования обедненной зоны в имплантируемом слое. В работе проводится углубленный анализ кинетики насыщения для разработки подходов к оценке вкладов радиационно-индуцированных процессов.

НАСЫЩЕНИЕ ВСЛЕДСТВИЕ РАСПЫЛЕНИЯ

Имплантация тяжелых ионов сопровождается распылением поверхности облучаемого материала. На рисунке 1 представлены данные по толщине распыленного слоя кварцевого стекла при различной плотности тока ионов Cu^- и Au^- с энергией 60 кэВ. Логично предположить, что насыщение вызвано конкуренцией между накоплением имплантированных атомов и ионно-индуцированным распылением поверхности [10]. Если учитывать только эти два процесса, то временная эволюция концентрационного профиля имплантированных атомов дается следующим выражением:

$$\partial N(x,t) / \partial t = G(x) + SF \cdot \partial N(x,t) / \partial x, \quad (1)$$

где $N(x,t)$ – концентрация имплантированных атомов; $G(x)$ – локальная скорость имплантации (пропорциональна распределению имплантируемых ионов по длине пробега); S – эффективность распыления (изменение толщины на единицу флюенса); F – поток ионов. Будем считать, что поток ионов направлен слева направо (вдоль оси x), а облучаемая поверхность расположена при $x = 0$. Очевидно, что скорость имплантации и поток ионов связаны между собой:

$$F = \int_0^{\infty} G(x) dx. \quad (2)$$

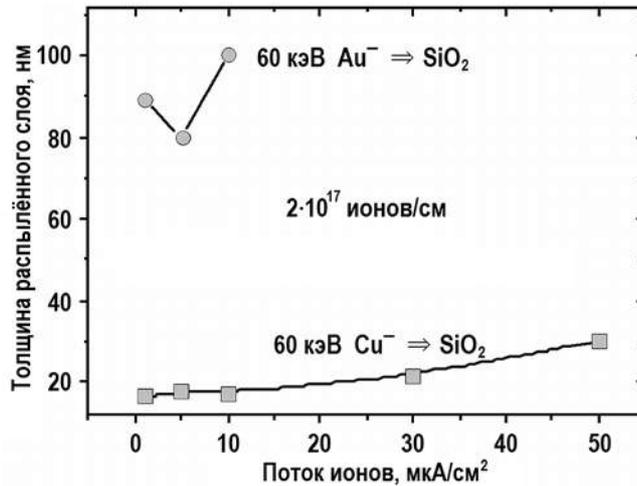


Рис. 1. Толщина распыленного слоя кварцевого стекла, имплантированного ионами Au⁻ или Cu⁻ с энергией 60 кэВ при различных потоках ионов до флюенса 2·10¹⁷ ионов/см²

Измерение зависимости локальной скорости имплантации $G(x)$ от глубины представляет собой большую проблему. Распределение имплантируемых ионов по длине пробега и, соответственно, скорость имплантации можно рассчитать с помощью кодов TRIDYN [15] или TRIM [16]. Покажем, однако, что для оценки вклада распыления нет необходимости в измерениях и расчетах скорости имплантации.

Предположим, что распределение ионов по длине пробега $G(x)$ и эффективность распыления S не меняются со временем. Если при этом учесть начальные условия $N(x,0) = 0$, то решением уравнения (1) является

$$N(x,t) = \int_0^t G(x + SF\tau) d\tau. \quad (3)$$

Отсюда получим временную зависимость удержанного флюенса

$$\Phi(t) = \int_0^{\infty} N(x,t) dx = \int_0^t d\tau \int_0^{\infty} G(x + SF\tau) dx. \quad (4)$$

Удержанный флюенс – это количество имплантированных атомов, оставшихся в облучаемой подложке, т.е. $F(t) \leq Ft$.

В результате конкуренции между накоплением имплантированных атомов и ионно-индуцированным распылением поверхности формируется стационарный концентрационный профиль

$$N(x,\infty) = \int_x^{\infty} G(x') dx' / SF. \quad (5)$$

Учитывая, что средний проективный пробег ионов в матрице можно представить в виде

$$R_p = \int_0^{\infty} xG(x) dx / \int_0^{\infty} G(x) dx = \int_0^{\infty} dx \int_x^{\infty} G(x') dx' / F = S \int_0^{\infty} N(x,\infty) dx, \quad (6)$$

из уравнения (4) следует, что максимальный удержанный флюенс не зависит от вида функции $G(x)$:

$$\Phi(\infty) = R_p / S. \quad (7)$$

Продемонстрируем это для двух предельных случаев. В первом случае примем, что пробег всех ионов в матрице одинаков:

$$G(x) = F\delta(x - R_p). \quad (8)$$

Тогда, используя выражение (4), получим

$$\Phi(t) = \begin{cases} Ft, & 0 \leq t \leq R_p / (SF); \\ R_p / S, & R_p / (SF) \leq t \leq \infty. \end{cases} \quad (9)$$

Во втором случае примем, что проективные пробеги ионов подчиняются равномерному распределению на интервале от 0 до $2R_p$:

$$G(x) = F \cdot \theta(2R_p - x) / (2R_p), \quad (10)$$

откуда следует

$$\Phi(t) = \begin{cases} F \cdot (t - SFt^2 / 4R_p), & 0 \leq t \leq 2R_p / (SF); \\ R_p / S, & 2R_p / (SF) \leq t \leq \infty. \end{cases} \quad (11)$$

Переход от одного предельного случая к другому приводит к увеличению времени насыщения от $R_p / (SF)$ до $2R_p / (SF)$. Время насыщения находится в указанном промежутке при других видах распределений $G(x)$, ограниченных областью координат от 0 до $2R_p$. Нижний предел соответствует эффективному времени насыщения

$$t_s = \Phi(\infty) / F = R_p / (SF). \quad (12)$$

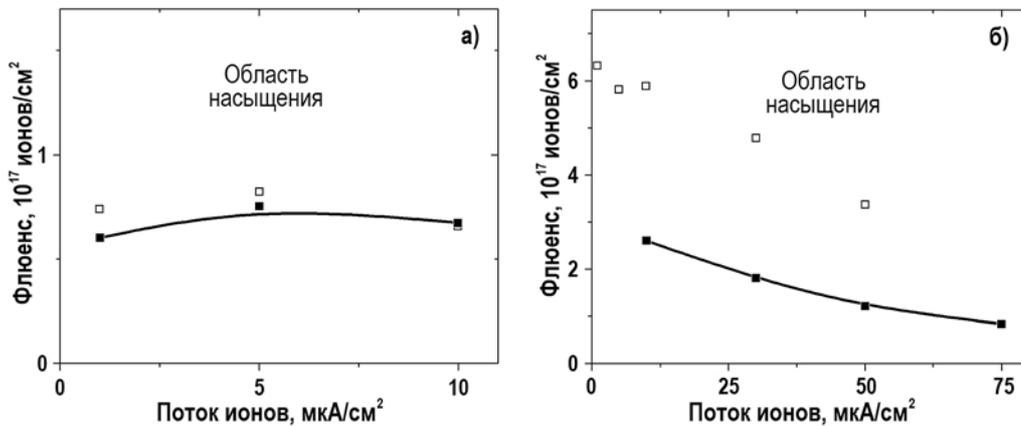


Рис. 2. Экспериментально измеренный флюенс ионов, соответствующий насыщению (черные квадраты), и рассчитанный максимальный флюенс ионов (светлые квадраты) для кварцевого стекла, имплантированного ионами Au⁻ (а) или Si⁻ (б) с энергией 60 кэВ при различных потоках ионов. Сплошные линии показаны для удобства восприятия

Проведенный анализ показывает, что вклад распыления поверхности в кинетику насыщения нанокompозитов можно оценить, используя неравновесные фазовые диаграммы, экспериментальные данные по скорости распыления поверхности и выражение (12) для эффективного времени насыщения. Для этого необходимо рассчитать максимальный флюенс ионов (R_p / S), при котором ожидается насыщение, и сравнить его со значением, полученным экспериментально. Расчеты хорошо согласуются с оптическими измерениями, проведенными во время имплантации кварце-

вого стекла ионами Au⁺ с энергией 60 кэВ (рис. 2а). При низких потоках ионов наблюдается небольшое превышение расчетных значений над экспериментальными данными. По-видимому, распыление идет настолько быстро, что изменения, связанные с другими процессами (рассмотрены далее), незначительно влияют на время насыщения.

В случае имплантации кварцевого стекла ионами Si⁺ с энергией 60 кэВ расчетный флюенс оказывается более чем в два раза выше измеренного экспериментально (рис. 2б). Для того чтобы расчет соответствовал эксперименту, необходима эффективность распыления в несколько раз выше, чем ее экспериментальные значения. Поэтому в дальнейшем не имеет смысла рассматривать возможную зависимость эффективности распыления от флюенса ионов, т.е. ее временную зависимость. Не соответствие расчета эксперименту следует связывать с изменением распределения имплантированной массы со временем облучения.

УМЕНЬШЕНИЕ ПРОБЕГА ИОНОВ

В предыдущем разделе мы предполагали, что распределение $G(x)$ не меняется со временем. Однако с ростом флюенса ионов происходит изменение химического состава и структуры имплантированного слоя, что приводит к изменению среднего проективного пробега ионов. Например, при имплантации кварцевого стекла ионами Si⁺ средний проективный пробег ионов уменьшается с ростом флюенса ионов. Согласно TRIM, в необлученном кварцевом стекле пробег ионов составляет 51 нм, а в сплошном слое меди он равен 19 нм. В нанокompозитах фаза металла всегда была представлена изолированными наночастицами меди, а сплошные слои меди отсутствовали, т.е. пробег ионов, уменьшаясь от исходного значения 51 нм, не достигал 19 нм.

С помощью формулы (12) был проведен расчет среднего пробега ионов Si⁺ с энергией 60 кэВ, соответствующего наблюдаемому времени насыщения при имплантации кварцевого стекла. В соответствии с расчетом необходимо, чтобы средний пробег ионов в конце облучения не превышал 22, 19 и 18 нм при плотности тока ионов 10, 30 и 50 мкА/см² соответственно. Таким образом, короткое время насыщения невозможно объяснить уменьшением пробега ионов, даже если предположить, что образуется сплошной слой меди.

РАДИАЦИОННО-СТИМУЛИРОВАННАЯ ДИФфуЗИЯ

Кинетику насыщения при имплантации кварцевого стекла ионами Si⁺ с энергией 60 кэВ невозможно объяснить, учитывая только распыление поверхности. Рассмотрим влияние радиационно-стимулированной диффузии в имплантированном слое на насыщение нанокompозита.

Если диффузия и распыление учитываются одновременно, то в уравнение (1) следует добавить соответствующий член

$$\partial N(x,t) / \partial t = G(x) + SF \cdot \partial N(x,t) / \partial x + \partial^2 N(x,t) / \partial x^2, \quad (13)$$

где D – коэффициент диффузии.

В соответствии с уравнением (13) массоперенос из имплантированного слоя вглубь материала увеличивает время насыщения на величину порядка $D/(SF)^2$. Например, если считать, что распределение $G(x)$ не зависит от времени, а эффективность распыления S и коэффициент диффузии D – константы, то стационарный концентрационный профиль дается следующим выражением:

$$N(x, \infty) = \int_x^\infty e^{-SFx'/D} dx' \int_0^x e^{SFx''/D} G(x'') dx'' / D. \quad (14)$$

Интегрирование выражения (14) по координате в соответствии с формулой (4) дает следующий результат, не зависящий явно от $G(x)$:

$$t_s = \Phi(\infty) / F = R_p / (SF) + D / (SF)^2. \quad (15)$$

Чтобы окончательно выяснить, способна ли диффузия ускорить наступление насыщения, предположим, что при облучении диффузия протекает только в имплантированном слое. При достаточно быстрой диффузии ($D \gg SFR_p$) распределение имплантированных атомов в этом слое (на интервале от 0 до $2R_p$) оказывается равномерным в каждый момент времени, а изменение удержанного флюенса определяется потоком ионов и скоростью распыления:

$$d\Phi(t) / dt = F - SF \cdot \Phi(t) / (2R_p), \quad (16)$$

откуда следует, что диффузия и в этом случае увеличивает время насыщения:

$$t_s = 2R_p / (SF). \quad (17)$$

ВЫВОДЫ

Теоретический анализ кинетики формирования динамически устойчивых структур при имплантации кварцевого стекла ионами Au^- и Cu^- с энергией 60 кэВ выполнен на основании полученных ранее экспериментальных данных. Анализ проводился в рамках одномерной модели эволюции распределения имплантированных атомов по глубине, учитывающей распыление поверхности имплантированного слоя, производство и диффузию имплантированной массы.

Установлено, что в состоянии насыщения количество имплантированных атомов, оставшихся в облучаемой подложке (максимальный удержанный флюенс), не зависит от деталей распределения имплантируемых ионов по длине пробега. Максимальный удержанный флюенс определяется соотношениями между потоком имплантируемых ионов, проективным пробегом ионов, скоростью распыления поверхности и коэффициентом диффузии имплантированных атомов.

Предложен способ оценки вклада распыления поверхности в кинетику насыщения, основанный на расчете максимального удержанного флюенса из экспериментальных данных по скорости распыления и сравнении полученного расчетного значения со значением, измеренным экспериментально, например, при регистрации спектров оптического поглощения нанокомпозитов во время ионной имплантации.

Оценки, проведенные предложенным способом, показывают, что распыление поверхности доминирует в кинетике насыщения при имплантации кварцевого стекла ионами Au^- с энергией 60 кэВ. При имплантации кварцевого стекла ионами Cu^- с энергией 60 кэВ вклады распыления поверхности и диффузии имплантированной массы не являются доминирующими.

Литература

1. Haglund R.F. Ion implantation as a tool in the synthesis of practical third-order nonlinear optical materials // Materials Science and Engineering A. - 1998. - Vol. 253. - PP. 275-283.
2. Maier S.A., Brongersma M.L., Kik P.G., Meltzer S., Requicha A.A.G., Atwater H.A. Plasmonics – a route to nanoscale optical devices // Advanced Materials. - 2001. - Vol. 13. - PP.1501-1505
3. Hutter E., Fendler J.H. Exploitation of localized surface plasmon resonance // Advanced Materials. - 2004. - Vol. 16. - PP. 1685-1706.
4. Grigorenko A.N., Geim A.K., Gleeson H.F., Zhang Y., Firsov A.A., Khrushchev I.Y., Petrovic J. Nanofabricated media with negative permeability at visible frequencies // Nature. - 2005. - Vol. 438. - PP. 335-338
5. Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Okubo N., Faulkner R.G. Ion-induced metal nanoparticles in insulators for nonlinear optical property // Nuclear Instruments and

Methods.- 2003.- Vol. 206.- PP.634-638.

6. Amekura H., Kishimoto N. Fabrication of oxide nanoparticles by ion implantation and thermal oxidation / Toward Functional Materials, Lecture Notes in Nanoscale Science and Technology, Ed. by Z.M. Wang, Springer Science + Business Media, 2009.

7. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Electronic excitation and optical responses of metal-nanoparticle composites under heavy-ion implantation // Journal of Applied Physics.- 2006.- Vol. 99. - P. 044307-1-10.

8. Plaksin O. A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Radiation-induced differential optical absorption of metal nanoparticles // Applied Physics Letters.- 2006.- Vol. 88.- P. 201915-1-3.

9. Plaksin O.A., Takeda Y., Umeda N., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Ion-induced optical response of nanocomposites in sapphire // Nuclear Instruments and Methods B.- 2006.- Vol. 242.- PP. 118-120.

10. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kono K., Kishimoto N. Stability of metal nanocomposites under heavy-ion bombardment of insulators // Nuclear Instruments and Methods B.- 2006.- Vol. 250. - PP. 220-224.

11. Plaksin O.A., Kono K., Takeda Y., Plaksin S.O., Shur V.Ya., Kishimoto N. Dynamic stability of metal-nanocluster composites based on LiNbO_3 under heavy-ion bombardment // Ferroelectrics.- 2008.- Vol. 373. - PP. 127-132.

12. Plaksin O.A., Takeda Y., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Radiation photonics: A case of metal-nanoparticle composites // Journal of Nonlinear Optical Physics and Materials.- 2010.- Vol. 19/4. - PP. 737-744.

13. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Shikama T., Takeda Y., Kishimoto N. Optical diagnostics of collective and non-linear effects in insulators during intense irradiation // Journal of Nuclear Materials.- 2011.- Vol. 417. - PP. 806-809.

14. Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Lee C.G., Amekura H., Lay T.T., Okubo N., Gritsyna V.T. Metal nanoparticle structures controlled with ion-induced kinetics // Proc. of the 5th International Symposium on Advanced Physical Fields. - National Institute for Materials Science, Tsukuba, Japan, March 6-9, 2000.- PP. 123-156.

15. Ziegler J.F., Biersack J.P. The stopping and range of ions in solids.- Pergamon Press, New York, 1985.

16. TRIDYN Vs. 4.0 by W. Müller and W. Eckstein. Department of Surface Physics, Max-Planck Institute of Plasma Physics, Garching, Germany, 1989.

Поступила в редакцию 11.11.2015 г.

Автор

Плаксин Олег Анатольевич, профессор кафедры материаловедения
Обнинского института атомной энергетики НИЯУ МИФИ
E-mail: plax@mail.ru

UDC 539.1.043

DYNAMICALLY STABLE NANOSTRUCTURES IN HEAVY-ION IMPLANTED SILICA GLASS

Plaksin O.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering
National Nuclear Research University «МФЭИ»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

Search and characterization of the structures stable under irradiation are critical issues of radiation materials science, in particular, it is so in respect to radiation resistance of the structure materials and diagnostic-system materials necessary in nuclear engineering. Optical measurements during heavy-ion implantation of insulators allow researchers to find the states of structure that are dynamically stable under irradiation. In this paper consisting of two chapters, previously reported experimental data have been used for kinetic analysis of the dynamically stable structure formation under implantation of 60 keV Au⁻ or Cu⁻ ions into silica glass. The kinetics has been analyzed in the frame of the one-dimensional model of evolution of the implant depth distribution, with taking into account the surface recession due to sputtering, as is also, with considering the local implant production, drift and diffusion.

The kinetic analysis has shown that the maximum number of implanted atoms retained in the irradiated substrate (maximum retained ion fluence) is independent of detailed ion-range distribution. The maximum retained ion fluence depends on ratios between the following quantities: the ion flux, the mean projectile range, the surface recession rate, the implant drift velocity and the implant diffusion coefficient. In the first chapter, a method has been proposed for evaluation of the surface recession's role in the saturation kinetics. In this method, the maximum retained ion fluence is calculated from experimental data on surface recession, and then the calculated result is compared to the ion fluence corresponding to the observed saturation. Estimations conducted for 60 keV Au⁻ ion implantation of silica glass have shown that the surface recession predominates in the saturation kinetics.

Surface recession does not dominate for 60 keV Cu⁻ ion implantation of silica glass. Formation of dynamically stable structures during 60 keV Cu⁻ ion implantation of silica glass cannot be explained if the drift of implants is excluded from considerations. Considerations in the second chapter have shown that the drift's contribution increases with increasing the ion flux. A mechanism of depleted region formation in the dynamically stable structures has been demonstrated. According to this mechanism, formation of a depleted region within the implanted layer is caused by expelling effect of electric field from the region where the electric field is zero. Necessary drift velocity is provided by Cu⁺ solutes. A method utilizing images of the dynamically stable structures has been proposed for evaluation of the implant drift's role in the saturation kinetics.

Keywords: heavy-ion implantation, radiation-induced processes, nanostructures, radiation resistance

REFERENCES

1. Haglund R.F. Ion implantation as a tool in the synthesis of practical third-order nonlinear optical materials. *Materials Science and Engineering A*. 1998, v. 253, pp. 275-283.
2. Maier S.A., Brongersma M.L., Kik P.G., Meltzer S., Requicha A.A.G., Atwater H.A. Plasmonics – a

- route to nanoscale optical devices. *Advanced Materials*. 2001, v. 13, pp. 1501-1505.
3. Hutter E., Fendler J.H. Exploitation of localized surface plasmon resonance. *Advanced Materials*. 2004, v. 16, pp. 1685-1706.
 4. Grigorenko A.N., Geim A.K., Gleeson H.F., Zhang Y., Firsov A.A., Khrushchev I.Y., Petrovic J. Nanofabricated media with negative permeability at visible frequencies. *Nature*. 2005, v. 438, pp. 335-338.
 5. Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Okubo N., Faulkner R.G. Ion-induced metal nanoparticles in insulators for nonlinear optical property. *Nuclear Instruments and Methods*. 2003, v. 206, pp. 634-638.
 6. Amekura H., Kishimoto N. Fabrication of oxide nanoparticles by ion implantation and thermal oxidation. *Toward Functional Materials, Lecture Notes in Nanoscale Science and Technology*, Ed. by Z.M. Wang, Springer Science+Business Media, 2009.
 7. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Electronic excitation and optical responses of metal-nanoparticle composites under heavy-ion implantation. *Journal of Applied Physics*. 2006, v. 99, p. 044307-1-10.
 8. Plaksin O. A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Radiation-induced differential optical absorption of metal nanoparticles. *Applied Physics Letters*. 2006, v. 88, p. 201915-1-3.
 9. Plaksin O.A., Takeda Y., Umeda N., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Ion-induced optical response of nanocomposites in sapphire. *Nuclear Instruments and Methods B*. 2006, v. 242, pp. 118-120.
 10. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kono K., Kishimoto N. Stability of metal nanocomposites under heavy-ion bombardment of insulators. *Nuclear Instruments and Methods B*. 2006, v. 250, pp. 220-224.
 11. Plaksin O.A., Kono K., Takeda Y., Plaksin S.O., Shur V.Ya., Kishimoto N. Dynamic stability of metal-nanocluster composites based on LiNbO_3 under heavy-ion bombardment. *Ferroelectrics*. 2008, v. 373, pp. 127-132.
 12. Plaksin O.A., Takeda Y., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Radiation photonics: A case of metal-nanoparticle composites. *Journal of Nonlinear Optical Physics and Materials*. 2010, v. 19/4, pp. 737-744.
 13. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Shikama T., Takeda Y., Kishimoto N. Optical diagnostics of collective and non-linear effects in insulators during intense irradiation. *Journal of Nuclear Materials*. 2011, v. 417, pp. 806-809.
 14. Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Lee C.G., Amekura H., Lay T.T., Okubo N., Gritsyna V.T. Metal nanoparticle structures controlled with ion-induced kinetics. Proc. of the 5th International Symposium on Advanced Physical Fields. National Institute for Materials Science, Tsukuba, Japan, March 6-9, 2000, pp. 123-156.
 15. Ziegler J.F., Biersack J.P. The stopping and range of ions in solids. Pergamon Press, New York, 1985.
 16. TRIDYN Vs. 4.0 by W. Moller and W. Eckstein. Department of Surface Physics, Max-Planck Institute of Plasma Physics, Garching, Germany, 1989.

Author

Plaksin Oleg Anatol'evich, Professor, Department of Materials Science
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
E-mail: plax@mail.ru

РАЗРАБОТКА И ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ ТР-БН ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РЕЖИМОВ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ БН

И.Д. Фадеев, И.В. Дмитриева, С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин

*АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова».
603074, Россия, Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15*



Обоснование проектных параметров реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (РУ БН) в режимах нормальной эксплуатации является важной задачей, решение которой необходимо для определения безопасных и оптимальных условий работы. Существующие для этого программы позволяют выполнить расчетный анализ отдельного оборудования (например, парогенератора) или контура циркуляции (второго и третьего). С целью комплексного анализа теплогидравлических параметров разработана программа ТР-БН, предназначенная для определения основных проектных характеристик (температура, расход) по всем теплоотводящим контурам (включая первый) и оптимизации алгоритмов работы РУ БН в режимах нормальной эксплуатации на различных уровнях мощности.

Представлены краткое описание программы и расчетной методики, возможные варианты расчета в зависимости от конструкции парогенератора. Проведена верификация и кроссверификация программы ТР-БН путем сравнения результатов расчета с эксплуатационными данными РУ БН-600 и результатами расчета по программе Корсар/ГП для парогенератора БН-800. Анализ полученных результатов показал удовлетворительное согласие, при этом максимальное относительное отклонение температуры не превышает по натрию 7,5 %, по пару – 14,2 %. Определены среднеквадратичные погрешности параметров рассчитанных по программе ТР-БН, характеризующие точность выполняемых расчетов. Показана возможность использования программы в режимах нормальной эксплуатации при обосновании безопасности РУ БН.

Ключевые слова: верификация, натриевый теплоноситель, парогенератор, погрешность, программа, реакторная установка, нормальная эксплуатация, статические параметры, температура.

ВВЕДЕНИЕ

Для реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (РУ БН) основным режимом работы является стационарный на стопроцентном уровне мощности (базовый режим). Кроме того, есть ряд переходных режимов нормальной эксплуатации, таких как пуск и останов реактора, работа на пониженном уровне мощности при отключенной теплоотводящей петле и т.д.

Существующие программы, такие как Корсар/ГП (АО «ОКБ Гидропресс»), DYNMODVTI

© **И.Д. Фадеев, И.В. Дмитриева, С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин, 2016**

(АО «ВТИ»), предназначены для выполнения расчетного анализа данных режимов в третьем контуре совместно со вторым в пределах парогенератора, но провести комплексный анализ основных параметров РУ БН по всем контурам с их помощью невозможно [1].

В связи с этим разработана инженерная расчетная программа ТР-БН [2], позволяющая определять статические параметры РУ БН (температуры и расходы в теплоотводящих петлях) по первому, второму и третьему контурам на различных уровнях мощности является актуальной задачей, решение которой необходимо при обосновании проектных параметров и выполнении многовариантных оптимизационных расчетов режимов нормальной эксплуатации.

Программа также может применяться при уточнении и анализе диапазона возможных отклонений номинальных параметров реакторной установки, связанных с расчетными погрешностями определения характеристик оборудования, при отключении дефектной теплопередающей поверхности в парогенераторе, промежуточном теплообменнике, при возможных отклонениях в системах управления и т.д. Поскольку рассчитанные параметры РУ относятся к данным, используемым для обоснования безопасности реакторных установок в режимах нормальной эксплуатации, программа должна быть верифицирована и аттестована.

В статье представлены результаты верификации программы ТР-БН путем сравнения расчетов с эксплуатационными данными, полученными на РУ БН-600, и с расчетами по программе Корсар/ГП для парогенератора БН-800 [3].

ОПИСАНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа ТР-БН предназначена для расчета статических параметров (температур и расходов в теплопередающих контурах) реакторных установок на быстрых нейтронах с трехконтурной схемой (натрий-натрий-вода(пар)) передачи тепла от реактора к турбогенератору в режимах нормальной эксплуатации на различных уровнях мощности.

Моделируется одна петля реакторной установки в предположении симметричной работы теплоотводящих петель.

Программа позволяет проводить расчеты для трех вариантов схемно-конструктивного исполнения прямоточного парогенератора натрий-вода(пар):

- корпусного, совмещающего функции испарителя и основного пароперегревателя;
- секционно-модульного, каждая секция которого состоит из модуля испарителя и модуля основного пароперегревателя;
- секционно-модульного, каждая секция которого состоит из модуля испарителя, модуля основного пароперегревателя и модуля промежуточного пароперегревателя с натриевым перегревом. Основной и промежуточный пароперегреватели по натрию подключены параллельно.

На рисунке 1 представлена расчетная схема с секционно-модульным парогенератором (состоит из модуля испарителя, основного и промежуточного пароперегревателей), которая отвечает наиболее общему варианту. Остальные варианты парогенератора можно рассматривать, с точки зрения расчетной модели, как его частные случаи.

При решении задачи отдельно рассматриваются активная зона, промежуточный теплообменник, основной пароперегреватель, промежуточный пароперегреватель и испаритель. Испаритель разделен на пять участков: подогревательный, поверхностного кипения, пузырькового кипения, ухудшенного теплообмена и перегрева. Активная зона и промежуточный теплообменник рассчитываются по одномерной точечной схеме, парогенератор – по одномерной схеме с разбиением на участки по длине. Движение тепло-

носителей в парогенераторе и промежуточном теплообменнике противоточное.

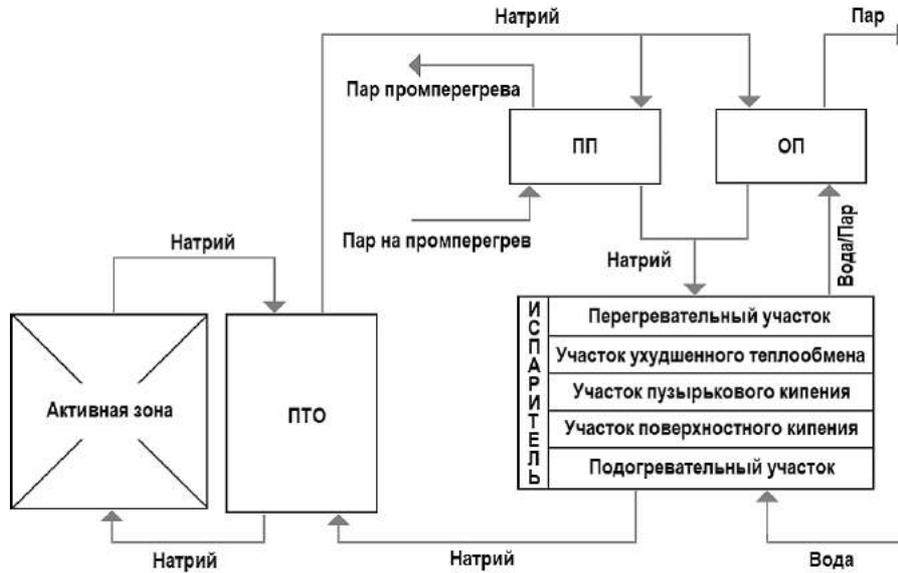


Рис. 1. Расчетная схема РУ: ПТО – промежуточный теплообменник; ПП – промежуточный пароперегреватель; ОП – основной пароперегреватель

Распределение температур по контурам описывается системой уравнений теплового баланса и теплопередачи, которая решается итерационным методом.

Уравнения теплового баланса и теплопередачи для ПГ имеют вид [4]

$$\begin{aligned} dQ/dx &= D \cdot di/dx, \\ dQ/dx &= G_2 \cdot C_p \cdot dT_2/dx, \\ dQ/dx &= K \cdot \Delta T_{2-3} \cdot dF_{ПГ}/dx, \end{aligned} \quad (1)$$

где Q – мощность реактора, Вт; D – расход питательной воды, кг/с; G_2 – расход теплоносителя второго контура, кг/с; C_p – теплоемкость натрия, Дж/(кг·°С); i – энтальпия воды (пара), Дж/кг; K – поверхностный коэффициент теплопередачи ПГ, Вт/(м²·°С); ΔT_{2-3} – температурный напор ПГ, °С; $F_{ПГ}$ – площадь поверхности теплопередачи в ПГ, м².

Для расчета ПТО используются формулы, применяемые при поперечном расчете противоточного теплообменника: по известным расходам и двум температурам теплоносителей (на входе и (или) выходе) рассчитываются две другие температуры [4].

Исходными данными для расчета являются расходы теплоносителей по первому и второму контурам, температура натрия на выходе из парогенератора (испарителя), температура и давление питательной воды, конструктивные характеристики теплообменного оборудования. В результате расчета определяются температуры натрия первого контура на входе (выходе) активной зоны, второго контура на выходе промежуточного теплообменника (входе в основной и промежуточный пароперегреватель), температура пара на выходе парогенератора (основного и промежуточного пароперегревателя), распределение температур по длине теплопередающей поверхности в парогенераторе.

КРОССВЕРИФИКАЦИОННЫЕ РАСЧЕТЫ ПО ПРОГРАММАМ ТР-БН И КОРСАР/ГП

Для проверки основного модуля программы ТР-БН – подпрограммы расчета парогенератора – был выполнен сравнительный анализ результатов расчета режимов

пуска БН-800 с аттестованной программой Корсар/ГП [3].

Программа Корсар/ГП является расчетным кодом улучшенной оценки, и совместно со специально разработанным модулем используется для выполнения расчетных анализов процессов, происходящих в парогенераторах РУ БН в стационарных, переходных и аварийных режимах.

Теплогидравлические данные БН-800 для выполнения расчетов представляют собой набор параметров для стационарных состояний в диапазоне мощности от 25 до 100 % номинальной, в которых реализуется работа испарителя в паровом режиме.

Результаты расчета парогенератора в режиме пуска БН-800 на трех теплоотводящих петлях по программе ТР-БН и Корсар/ГП представлены на рис. 2, 3.

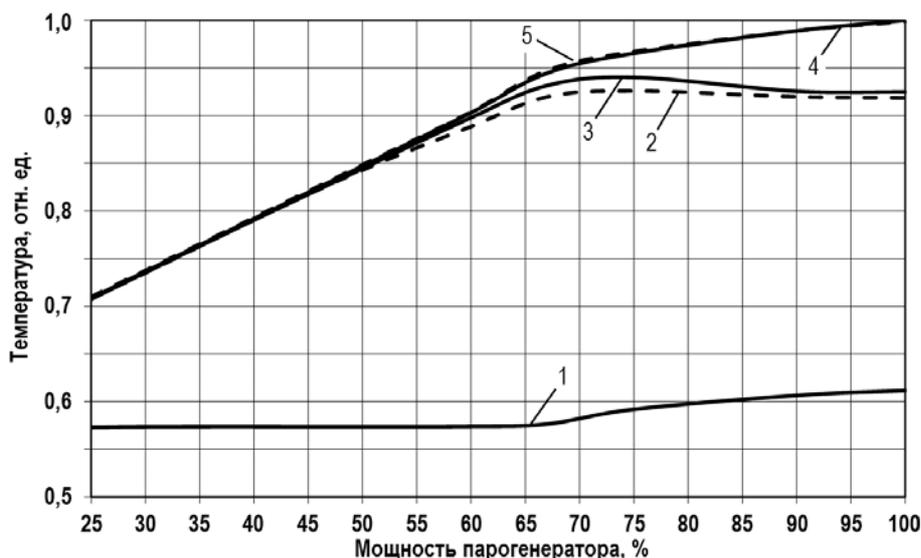


Рис. 2. График зависимости температуры натрия второго контура от мощности при пуске на трех петлях БН-800: 1 – на выходе из парогенератора; 2, 3 – на входе в испаритель, соответственно Корсар/ГП и ТР-БН; 4, 5 – на входе в парогенератор, соответственно ТР-БН и Корсар/ГП

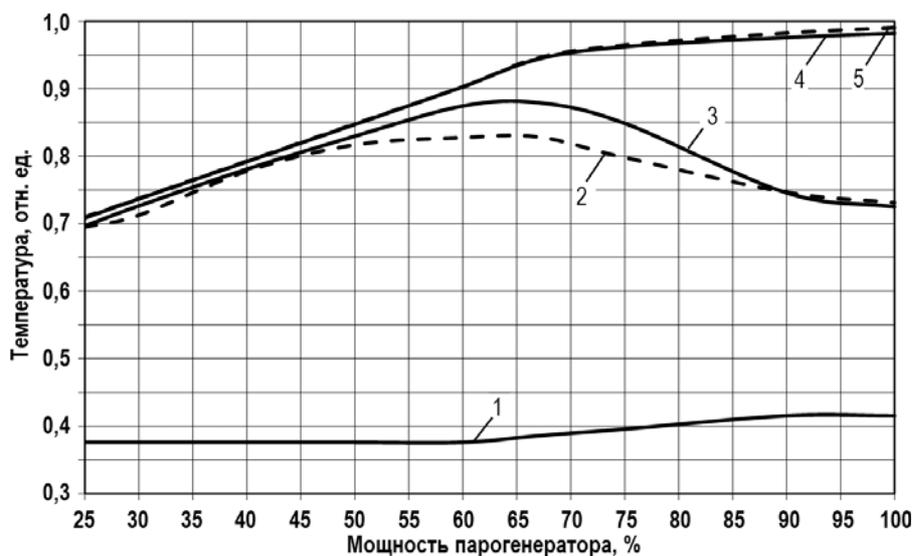


Рис. 3. График зависимости температуры воды (пара) от мощности при пуске на трех петлях БН-800: 1 – на входе в парогенератор; 2, 3 – на выходе из испарителя, соответственно Корсар/ГП и ТР-БН; 4, 5 – на выходе из парогенератора, соответственно ТР-БН и Корсар/ГП

При сравнении результатов расчета по программам абсолютное и относительное отклонения температуры оценивались соответственно по формулам

$$\Delta T = |T_{\text{Корсар/ГП}} - T_{\text{ТР-БН}}|, \quad (2)$$

$$\delta_T = \Delta T / |T_1 - T_2| \cdot 100\%, \quad (3)$$

где $T_{\text{Корсар/ГП}}$ и $T_{\text{ТР-БН}}$ – рассчитанные температуры среды соответственно по программе Корсар/ГП и ТР-БН; T_1 и T_2 – номинальная температура среды, полученная по программе Корсар/ГП, соответственно на входе и выходе из парогенератора.

Сравнение результатов по программам ТР-БН и Корсар/ГП показало удовлетворительное согласие. Максимальное относительное отклонение температуры по натрию не превышает 4%, по пару – 10% (табл. 1).

Отклонение результатов расчета может быть связано с использованием различных методических подходов в программах, теплофизических свойств и замыкающих соотношений.

Наибольшее расхождение результатов получено по температуре пара на выходе испарителя, и связано с погрешностью расчета коэффициентов теплообмена на испарительном участке в рамках одномерной гомогенной модели. В то же время особенность использованного подхода в программе ТР-БН позволяет добиться меньшего отклонения результатов расчета на входе (выходе) из парогенератора (табл. 1).

Таблица 1

Сравнительный анализ результатов расчета по ТР-БН и Корсар/ГП

Параметр	Пуск на трёх петлях		Пуск на двух петлях	
	$\Delta T, ^\circ\text{C}$	$\delta_T, \%$	$\Delta T, ^\circ\text{C}$	$\delta_T, \%$
Температура натрия на входе в пароперегреватель	1,4	0,7	1,3	0,7
Температура натрия на входе в испаритель	7,2	3,7	6,3	3,2
Температура пара на выходе из пароперегревателя	4,1	1,4	3,4	1,1
Температура пара на выходе испарителя	25,7	8,8	29,6	9,7

ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ РАСЧЕТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ДАННЫХ БН-600

Эксплуатационные данные по распределению расходов и температур в контурах получены на действующей реакторной установке БН-600, в которой передача тепла от реактора к турбогенераторам производится по трехконтурной схеме.

Для измерения параметров БН-600 используются система технологического контроля и информационно-измерительная и вычислительная системы поддержки оператора [5].

Для верификации программы ТР-БН по результатам исследования теплогидравлических процессов в режимах нормальной эксплуатации установки БН-600 были выбраны режимы

- пуск и вывод на максимально допустимый по состоянию оборудования уровень мощности на трех петлях из «холодного» состояния;

- плановый останов после работы на заданном уровне мощности на трех петлях.

Результаты расчета режима пуска РУ БН-600 из «холодного» состояния на трех теплоотводящих петлях по программе ТР-БН (сплошные кривые) в сравнении с

эксплуатационными данными показаны на рис. 4 – 7.

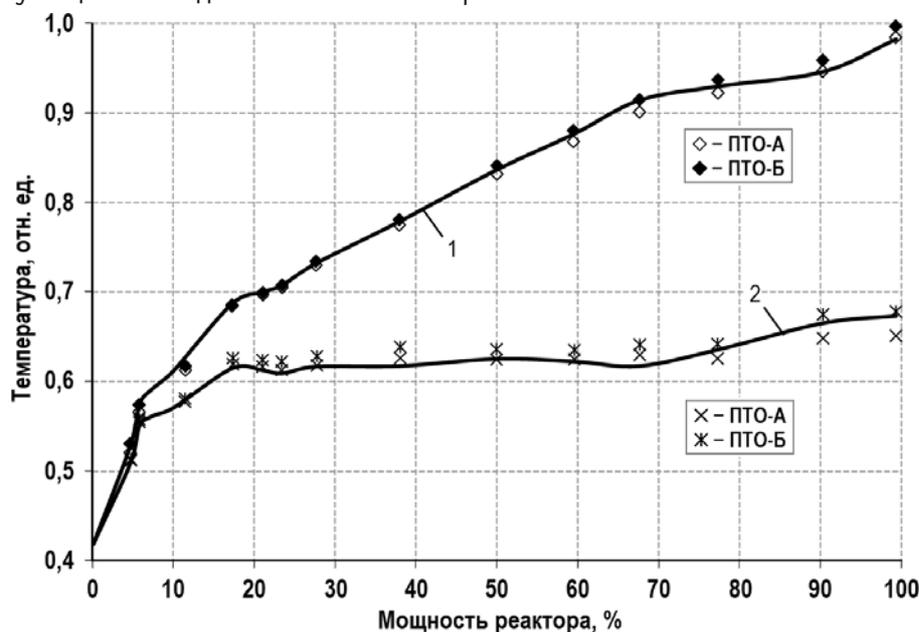


Рис. 4. Температура натрия первого контура в зависимости от мощности РУ: 1 – расчет на входе в ПТО и эксплуатационные данные; 2 – расчет на выходе из ПТО и эксплуатационные данные

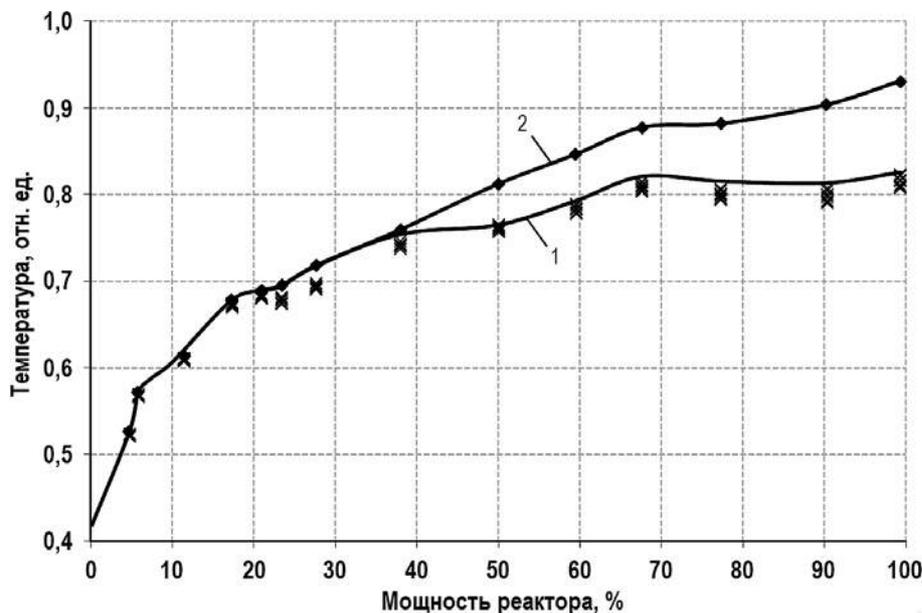


Рис. 5. Температура натрия второго контура в зависимости от мощности РУ: 1– расчет на входе в секции испарителя и эксплуатационные данные; 2 – расчет на входе в парогенератор и эксплуатационные данные

Сравнение результатов расчета по программе ТР-БН и эксплуатационных данных показало удовлетворительное совпадение. Относительные отклонения оценивались по формулам

$$\delta_T = |T_{\text{эксп.}} - T_{\text{ТР-БН}}| / |T_1 - T_2| \cdot 100\%, \quad (4)$$

где $T_{\text{эксп.}}$ и $T_{\text{ТР-БН}}$ – температуры среды, полученные из эксплуатационных данных и расчета по программе ТР-БН, °С; T_1 и T_2 – номинальные температуры среды, полу-

ченные из эксплуатационных данных соответственно на входе и выходе из теплообменного оборудования, °С;

$$\delta_T = |D_{\text{эксп.}} - D_{\text{ТР-БН}}| / |D_{\text{ном.}}| \cdot 100\%, \quad (5)$$

где $D_{\text{эксп.}}$ и $D_{\text{ТР-БН}}$ – секционные расходы питательной воды, полученные из эксплуатационных данных и расчета по программе ТР-БН, кг/с; $D_{\text{ном.}}$ – среднее значение номинального эксплуатационного расхода питательной воды по секциям, кг/с.

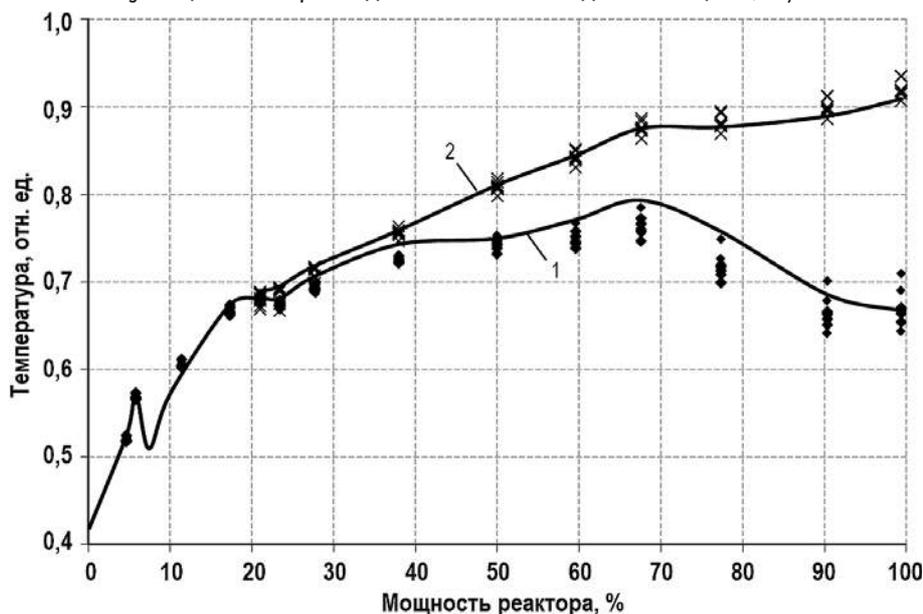


Рис. 6. Температура воды (пара) в зависимости от мощности РУ: 1 – расчет на выходе из секций испарителя и эксплуатационные данные; 2 – расчет на выходе из секций основного пароперегревателя и эксплуатационные данные

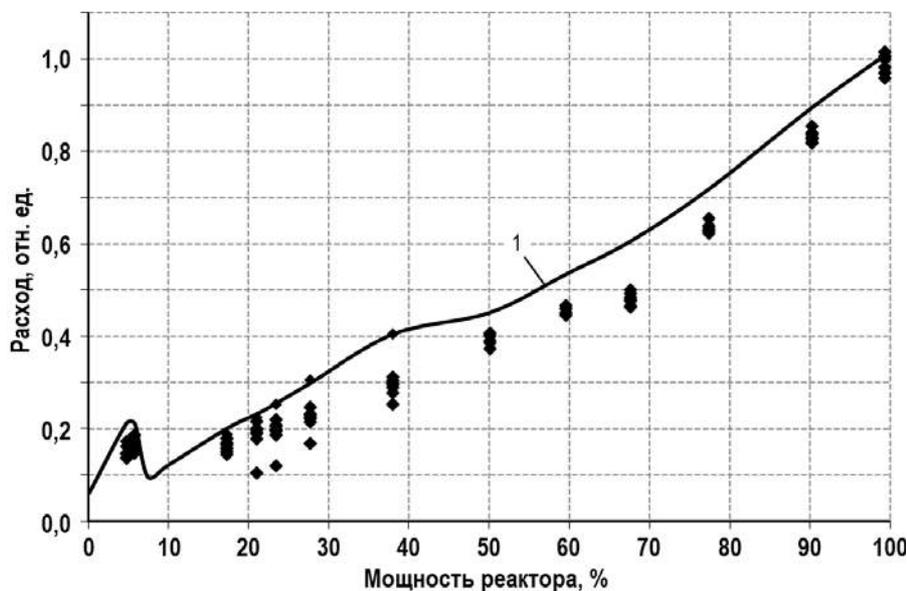


Рис. 7. Расход питательной воды в зависимости от мощности РУ, полученный в результате расчета (1) и из эксплуатационных данных

Аналогично был выполнен сравнительный анализ для режима планового останова РУ БН-600 на трех теплоотводящих петлях, который также показал удовлетво-

рительное совпадение результатов расчета с эксплуатационными данными.

Максимальные относительные отклонения температуры для обоих режимов не превышают по натрию 7,5 %, по пару – 14,2 %, относительное отклонение по расходу питательной воды – 15,2 % (табл. 2).

Таблица 2

Сравнительный анализ результатов расчета по ТР-БН и эксплуатационных данных БН-600

Параметр	Пуск на трёх петлях	Останов на трёх петлях
	δ_t , %	δ_t , %
Температура натрия первого контура	7,5	7,4
Температура натрия второго контура	4,2	6,9
Температура пара на выходе испарителя	11,9	14,2
Температура пара на выходе основного пароперегревателя	6,1	5,7
Температура пара на выходе промежуточного пароперегревателя	4,5	5,3
Расход питательной воды	15,2	15,1

Таблица 3

Погрешность расчета по программе ТР-БН

Параметр	Погрешность расчёта, %
Температура пара на выходе из испарителя	± 15
Температура натрия на входе в испаритель	± 10
Температура натрия на входе в парогенератор	± 4
Температура воды (пара) на выходе из парогенератора	± 8
Температура натрия первого контура на входе в промежуточный теплообменник	± 8
Температура натрия первого контура на выходе из промежуточного теплообменника	± 11
Расход питательной воды	± 16

Расхождение результатов расчета и эксплуатационных данных при определении расхода питательной воды для обоих режимов может быть обусловлено его неравномерным распределением между секциями парогенератора (в программе используется посекционный расход питательной воды в предположении равенства расходов), погрешностью расходомера и погрешностью определения мощности реакторной установки. Наибольшее отклонение результатов расчета температуры от экспериментальных данных получено для пара на выходе из испарителя. Стоит отметить, что основными при оптимизации алгоритмов работы РУ являются параметры на входе и выходе из теплообменного оборудования. Температуры на промежуточных участках (в частности, температура пара на выходе из испарителя) используются для оценки состояния оборудования и могут уточняться по специализированным программам.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОГРЕШНОСТЕЙ ПРОГРАММЫ

Погрешности расчета программы ТР-БН определялись по методике, представленной в [6, 7].

Суммарное среднее квадратичное отклонение рассчитывается по формуле

$$S_{\Sigma} = (S_{\text{изм.}}^2 - S^2)^{1/2}, \quad (6)$$

где $S_{\text{изм.}} = (S_{\theta}^2 + S_x^2)^{1/2}$ – среднее квадратичное отклонение измеряемой величины; S_{θ} , S_x – средние квадратичные отклонения систематической и случайной погрешностей измерения соответственно; $S = [\sum_i (x_{\text{расч.}} - x_i)^2 / (n - 1)]^{1/2}$ – среднее квадратичное отклонение группы, содержащей n результатов измерений x_i относительно расчетной величины $x_{\text{расч.}}$.

Доверительная граница погрешности расчета $\Delta = K \cdot S_{\Sigma}$, где K – коэффициент, определяемый принятой доверительной вероятностью 0,99.

Оценка погрешности, представленная в табл. 3, выражена в относительной форме (по отношению к среднему значению секционного расхода питательной воды или перепаду температуры между входом и выходом соответствующего оборудования, полученным из экспериментальных данных $X_{\text{эксп.}}^{\text{ср}}$): $\delta = \Delta / X_{\text{эксп.}}^{\text{ср}} \cdot 100\%$.

Относительные отклонения программы ТР-БН, полученные в результате кроссверификационных расчетов и сравнения с эксплуатационными данными БН-600, попадают в область погрешностей программы, определяемых по представленной методике.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана программа ТР-БН, позволяющая оперативно определить температуры и расходы в теплоотводящих петлях РУ БН для режимов нормальной эксплуатации на различных уровнях мощности. Выполненные верификационные расчеты режимов пуска и останова БН-600, 800 по программе ТР-БН показали удовлетворительное согласие результатов расчета с программой Корсар/ГП и эксплуатационными данными БН-600.

Погрешности программы ТР-БН, полученные по специальной методике, охватывают область указанных отклонений и определяют точность выполняемых расчетов.

Выполненные верификация и кроссверификация позволяют использовать программу для определения проектных параметров и оптимизации алгоритмов работы РУ БН для обоснования безопасности в режимах нормальной эксплуатации.

Литература

1. *Фадеев И.Д., Воронцов В.Е., Дмитриева И.В., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф.* Расчетные исследования в обоснование параметров реакторной установки БН-800 в режимах нормальной эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. – 2015. – Вып. 1. – С. 22-27.
2. *Дмитриева И.В., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Фадеев И.Д.* Разработка программы «ТР-БН» для расчета статических параметров РУ БН / Сборник докладов научно-технической конференции «Теплофизика-2012», Обнинск, 2013. С. 532-540.
3. *Лосевской Г.В., Смирнов М.В.* Применение кода Корсар/ГП для расчета парогенераторов с натриевым теплоносителем / Сборник тезисов докладов на научно-технической конференции «Теплофизика-2011», Обнинск, 2011. С. 61-63.
4. *Михеев М.А., Михеева И.М.* Основы теплопередачи. Изд. 2-е. – М.: Энергия, 1977.
5. *Фадеев И.Д., Дмитриева И.В., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф.* Верификация программы «ТР-БН» на базе эксплуатационных данных реактора БН-600 / Сборник докладов научно-технической конференции «Теплофизика-2013», Обнинск, 2014. С. 444-452.
6. РТМ 1604.062-90. Руководящий технический материал. Рекомендации, правила, методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования ядерных энергетических установок. Часть 1. – Обнинск: ФЭИ, 1990.
7. ГОСТ Р 8.736-2011 Государственная система обеспечения единства измерений. Измерения прямые многократные. Методы обработки результатов измерений. Основные положения. – М.: Стандартинформ, 2013.

Поступила в редакцию 01.02.2016 г.

Авторы

Фадеев Илья Дмитриевич, инженер-конструктор

E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

Дмитриева Ирина Васильевна, ведущий инженер-конструктор, канд. техн. наук

Осипов Сергей Леонидович, начальник подразделения, канд. техн. наук

Рогожкин Сергей Александрович, заместитель начальника подразделения

E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

UDC 621.039.513:621.039.526

DEVELOPMENT AND VERIFICATION OF THE TR-BN PROGRAM FOR VALIDATION OF THE NORMAL OPERATION MODES IN THE BN REACTORS

Fadeev I.D., Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A.

JSC "Afrikantov OKB Mechanical Engineering"

15 Burnakovsky proezd, Nizhny Novgorod, 603074 Russia

ABSTRACT

Validation of design parameters for the BN sodium cooled fast reactor plants in the normal operation modes is an important task that has to be solved to determine the safe and optimal operation conditions. Programs existing for this purpose enable computational analyses of individual equipment (for example, a steam generator) or a circulation circuit (secondary and third circuits). In order to accomplish the integrated analysis of the thermal-hydraulic parameters, the TR-BN program has been developed that is intended to define the main design characteristics (temperature, flow rate) for all heat transfer circuits (including the primary circuit) and to optimize the operation algorithms for the BN reactor plants in the normal operation modes at various power levels.

Presented is a brief description of the program, calculational procedure and possible analysis options depending on the steam generator design. The TR-BN program has been verified and cross-verified through comparing the calculated results with operational data from the BN-600 reactor plant and with the results calculated by the Korsar/GP program for the steam generator of the BN-800 reactor. The analysis of the obtained results has shown satisfactory agreement — the maximum relative deviation of the temperature is below 7.5% for sodium; and 14.2 %, for steam. For the parameters calculated by TR-BN, the root-mean-square errors have been defined that characterize the accuracy of the accomplished calculations. It has been shown that the TR-BN program can be used to validate safety of the BN reactor plants in the normal operation modes.

Key words: verification, sodium coolant, steam generator, error, program, reactor plant, normal operation, static parameters, temperature.

REFERENCES

1. Fadeev I.D., Vorontsov V.E., Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Raschetnye issledovaniya v obosnovanie parametrov reaktornoj ustanovki BN-800 v rezhimah normal'noj ekspluatatsii [The calculation research to validate BN-800 reactor plant parameters in normal operation modes]. Voprosy Atomnoi Nauki i Tehniki, 2015, v. 1, pp. 22-27 (in Russian).

2. Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Fadeev I.D. Razrabotka programmy «TR-BN» dlya rascheta staticheskikh parametrov RU BN. Sbornik dokladov nauchno-tehnicheskoy konferencii «Teplofizika-2012», Obninsk, 2013, pp. 532-540 (in Russian).
3. Losevskoj G.V., Smirnov M.V. Primenenie koda Korsar/GP dlya rascheta parogeneratorov s natrievym teplonositelem. Sbornik tezisov dokladov na nauchno-tehnicheskoy konferencii «Teplofizika-2011», Obninsk, 2011, pp. 61-63 (in Russian).
4. Miheev M.A., Miheeva I.M. Osnovy teploperedachi. Moscow, Energy Publ., 1977 (in Russian).
5. Fadeev I.D., Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Verifikaciya programmy «TR-BN» na baze ekspluatacionnyh dannyh reaktora BN-600. Sbornik dokladov nauchno-tehnicheskoy konferencii «Teplofizika-2013», Obninsk, 2014, pp. 444-452 (in Russian).
6. RTM 1604.062-90. Rukovodyaschij tehniceskij material. Rekomendacii, pravila, metodiki rascheta gidrodinamicheskikh i teplovyh harakteristik elementov i oborudovaniya yadernyh energeticheskikh ustanovok. Part 1, Obninsk, FEI Publ., 1990 (in Russian).
7. GOST R 8.736-2011 Gosudarstvennaya sistema obespecheniya edinstva izmerenij. Izmereniya pryamye mnogokratnye. Metody obrabotki rezul'tatov izmerenij. Osnovnye polozheniya. Moscow. Standartinform Publ., 2013 (in Russian).

Authors

Fadeev Il'ya Dmitrievich, Design Engineer

E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

Dmitrieva Irina Vasil'evna, Lead Design Engineer, Cand. Sci. (Engineering)

Osipov Sergey Leonidovich, Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)

Rogozhkin Sergey Aleksandrovich, Deputy Head of Department

E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

СИСТЕМА МОДЕЛИРОВАНИЯ И ВИЗУАЛИЗАЦИИ ЯДЕРНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ – NUCLEAR EVOLUTION SOFTWARE

А.А. Догов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студенческий городок, 1*



Приводится методика моделирования изменения изотопного состава топлива с использованием системы обыкновенных дифференциальных уравнений, описывающей трансмутацию нуклидов. Предложены алгоритмы моделирования и расчета основных параметров ядерных превращений нуклидов, основанные на направленных графах, что позволило повысить скорость и точность вычислений. Дается описание разработанной системы моделирования процессов ядерных превращений в результате радиоактивного распада и в результате реакций, вызываемых потоками частиц. Определены ее особенности и функциональные возможности.

Особенностями системы являются простота, развитый дружественный пользовательский интерфейс, высокая степень автоматизации всех этапов работы пользователя, визуализация моделируемых процессов и удобные средства управления расчетом и обработки результатов. Система ориентирована на широкий круг пользователей – от студентов и аспирантов до преподавателей вузов и научных работников. Она может использоваться как инструмент для проведения научных исследований и поддержки образовательного процесса. Представленная система является удобным инструментом оценки концентрации любого изотопа в цепочке превращений в зависимости от интегрального потока и времени при различном количестве стартовых изотопов.

При создании системы помимо авторских разработок используются лицензионные современные программные средства и библиотеки визуальных контрольных элементов мировых производителей. Это позволило разработать удобный для пользователя интерфейс, отвечающий самым передовым программным разработкам. Представление результатов моделирования осуществляется в виде интерактивных таблиц и графических зависимостей. Даются примеры использования предложенного инструментария.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, трансмутация, цепочки распада, теория графов, уравнения Бейтмана, информационные системы, интерактивный интерфейс.

ВВЕДЕНИЕ

Важным аспектом атомной энергетики является контроль состояния и изменения изотопного состава ядерного топлива. Моделирование процессов ядерных превращений имеет приложение в широком круге прикладных и теоретических исследований,

© А.А. Догов, 2016

связанных с развитием ядерных технологий. В частности, в настоящее время необходимо решать задачи, связанные с утилизацией облученного ядерного топлива. Один из главных предлагаемых методов переработки основан на трансмутации вредных продуктов деления, накопившихся в топливе, путем их облучения в атомных реакторах или системах с подкритичной активной зоной, где превращения ядер также обусловлены нейтронными реакциями [1]. Поэтому актуально создание специализированных программ для моделирования трансмутации нуклидов.

Система дает возможность автоматически построить и представить на экране в реальном времени схему нуклидных превращений при радиоактивном распаде, а также в результате реакций, вызываемых нейтронами; оценить число ядер целевого нуклида при облучении и выдержке мишени.

В систему интегрирована справочно-информационная интерактивная система, содержащая необходимую информацию о характеристиках большинства известных нуклидов 112-ти химических элементов. Также реализована возможность подключения к удаленным базам данных для получения свойств экзотических нуклидов.

ОСОБЕННОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ И РАСЧЕТ ОСНОВНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПРОЦЕССОВ

Для цепочек распадов, когда радиоактивное вещество X_1 превращается в X_2 , X_2 превращается в X_3 и т.д., баланс количества нуклидов определяется обычными условиями распада. Скорость превращения X_k в X_{k+1} пропорциональна λ_k , а скорость превращения X_{k-1} в X_k пропорциональна λ_{k-1} . Изменение концентрации изотопов со временем описывается системой из n обыкновенных дифференциальных уравнений (ОДУ)

$$\begin{aligned} dN_1(t) / dt &= -\lambda_1 N_1(t); \\ dN_2(t) / dt &= -\lambda_2 N_2(t) + \lambda_1 N_1(t); \\ &\dots\dots\dots \\ dN_n(t) / dt &= -\lambda_n N_n(t) + \lambda_{n-1} N_{n-1}(t). \end{aligned} \quad (1)$$

Расчет систем дифференциальных уравнений, описывающих распад радиоактивных цепочек, даже при использовании современных компьютеров и стандартных численных методов приводит к большим затратам времени. Это обусловлено тем, что при численном интегрировании системы уравнений величина шага интегрирования по самым грубым оценкам не может превышать периода полураспада самого короткоживущего нуклида в цепочке. Случай, когда в одной цепочке присутствуют изотопы, периоды полураспада которых отличаются на порядки, представляется сложной и затратной по времени задачей.

В простейшем случае, когда в начальный момент времени дочерних ядер нет, а количество материнских ядер равно N_{10} , решение каждого k -го уравнения имеет вид [2]

$$N_k(t) = N_{10} \sum_{i=1}^k C_i e^{-\lambda_i t}, \quad N_{10} = N_1(0), \quad (2)$$

где C_i – коэффициент в решении Бейтмана, рассчитываемый по формуле

$$C_i = \prod_{j=1}^{k-1} \lambda_j / \sum_{j=1}^k (\lambda_j - \lambda_i), \quad j \neq i. \quad (3)$$

Расчет концентрации ядер в случае «ветвления» цепочки. Для ряда нуклидов имеют место два или более конкурирующих процессов ядерных превращений. Было сделано предположение о том, что ветвления в схеме превращений нуклидов

в процессе трансмутации происходят независимо друг от друга. При расчете активности в цепочках с ветвлением целесообразно представить их в виде нескольких независимых линейных цепочек и затем производить расчет параметров трансмутации, используя формулы (2) и (3) [3].

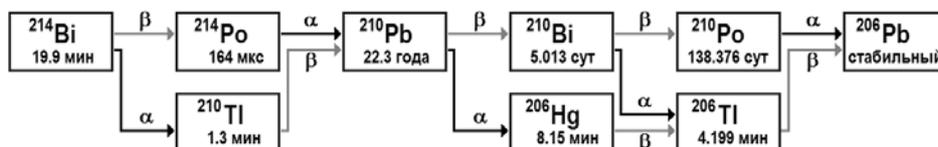
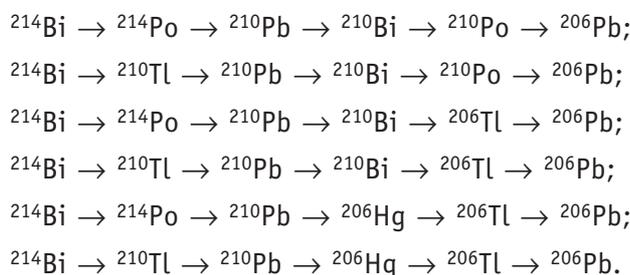


Рис. 1. Цепочка распада ^{214}Bi

Например, в представленной на рис. 1 цепочке распада ^{214}Bi существует шесть условно независимых уникальных путей образования ^{206}Pb из ^{214}Bi :



Тогда, при сделанных выше предположениях, число $N_k(t)$ ядер нуклида k в определенный момент времени t может быть получено как сумма числа ядер этого нуклида, рассчитанного по всем линейным цепочкам n , от стартового нуклида к нуклиду k :

$$N_k(t, N_0) = \sum_n \left(N_{10} \prod_{i=1}^{k-1} q_i \sum_{i=0}^k C_i e^{-\lambda_i t} \right), \quad (4)$$

где q_i – доля распада; а C_i рассчитывается по формуле (3)

Для реакций, вызываемых частицами (нейтронами, протонами и т.д.), скорость реакции зависит от свойств ядер нуклида и спектра этих частиц. Вероятность распада атома за единицу времени в потоке различных типов частиц или излучения (для удобства в данной работе эта величина обозначена Λ по аналогии с постоянной распада λ и называется постоянной распада нуклида в потоке частиц) описывается уравнением

$$\Lambda_i = \lambda_i + \sum_f \sigma_{if} \Phi_f, \quad (5)$$

где λ_i – постоянная распада, характеризующая скорость естественного радиоактивного распада нуклида i ; Φ_f – плотность потока частиц f ; σ_{if} – микросечение реакций (f, γ) , (f, α) , (f, β) , $(f, 2n)$, $(f, 3n)$, ... взаимодействия частиц f с ядрами нуклида, приводящее к превращению его в другой нуклид. Величина $(\sigma_{if} \Phi_f)$ характеризует скорость трансмутации i -го ядра нуклида под действием потока частиц f . Обратная величина $(\sigma_{if} \Phi_f)^{-1}$ является средним временем жизни нуклида в потоке частиц [4, 5].

В данном случае при решении системы уравнений (1) вместо постоянной распада λ_i необходимо учитывать Λ_i .

Удельная активность Q радионуклида в мишени в расчете на один грамм стартового химического элемента равна

$$Q_i(t) = \lambda_i \cdot N_A \cdot C \cdot N_i(t) / M, \quad (6)$$

где N_A – число Авогадро; C – изотопное содержание основного стартового нуклида; $N_i(t)$ – число ядер i -го радионуклида в момент времени t ; M – средняя атомная масса стартового химического элемента. Возможность рассчитать удельную активность побочных радионуклидов позволяет производить анализ процесса получения радионуклида и выбирать оптимальные параметры режима облучения и выдержки [3].

В программном комплексе цепочка превращений представляется в виде направленного графа, вершинами которого являются изотопы или нуклиды, составляющие цепочку, а ребра соответствуют взаимным превращениям нуклидов в процессе трансмутации. Направление ребер соответствует направлению превращения нуклидов – от материнского нуклида к дочернему. Это позволяет работать с цепочкой ядерных превращений как с математическим объектом: применять к работе над ней особые подходы и методы, характерные для работы с графами.

Для графа превращений можно определить три типа вершин.

– Вершина нулевого поколения – вершина, в которую не входит ни одно ребро. Вершины нулевого поколения соответствуют изотопам, заданным в начальный момент времени.

– Вершина последнего поколения – вершина, из которой не выходит ни одного ребра. Такие вершины представляют стабильные изотопы или изотопы, для которых система не нашла необходимых для моделирования данных.

– Целевая вершина – вершина, параметры которой необходимо рассчитать.

Для задачи трансмутации нуклидов наибольший шанс попасть в неисследованную область – рассмотреть возможных претендентов на роль дочерних изотопов для получения целевого нуклида в качестве осколка деления. Таким образом, на каждом шаге ведется поиск следующих изотопов на основе свойств предыдущих. Процесс продолжается до тех пор, пока система не найдет стабильный изотоп или элемент, для которого нет данных.

Для корректного задания вектора неизвестных системы ОДУ трансмутации необходимо построить все возможные уникальные линейные цепочки ядерных превращений, реализующиеся при облучении изотопов. Для этого предлагается использовать алгоритмы поиска пути на карте с неизвестной местностью.

Для определения путей образования и выделения линейных цепочек применялся метод поиска в глубину (Depth First Search, DFS). Алгоритм поиска описывается следующим образом: для каждой непройденной вершины необходимо найти все непройденные смежные вершины и повторить поиск для них. Методом систематического прохождения (посещения) вершин графа, когда за счет продвижений от текущей вершины по ребру вперед (к еще не просмотренной вершине) всегда, когда это возможно, и возвратов от текущей вершины по пройденному ребру назад (к ранее пройденной вершине), если движение вперед от текущей вершины невозможно, осуществляется движение по всем вершинам графа, достижимым из заданной вершины S , с которой начинается поиск [6].

ОПИСАНИЕ И ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ СИСТЕМЫ

Система NES (Nuclear Evolution Software) – программный продукт, который представляет собой отдельное приложение с прямым доступом к удаленной или локальной базам данных. Система обладает широким набором инструментов навигации, чтобы помочь пользователю определить ядра и данные, представляющие интерес.

В главном окне NES размещается область построения цепочек распада, область построения графиков концентрации ядер. Также система предоставляет значения данных по концентрации активности и токсичности в определенных временных точках по выбору пользователя. При разработке системы большое внимание было уделено основным принципам создания интерактивного интерфейса [7].

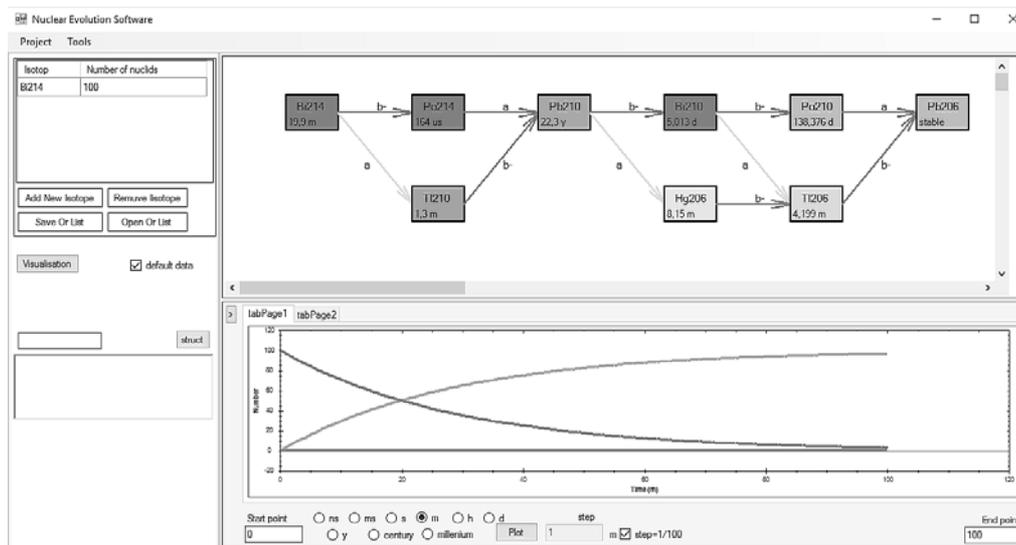


Рис. 2. Вид главного окна NES

В главном окне (рис. 2) система отображает структуру в виде направленного графа, элементами которого являются изотопы. В каждом элементе система отображает название изотопа и его период полураспада, каждый элемент выделен собственным цветом. Вероятность распада по определенному пути отображается цветом стрелки. Чем выше вероятность, тем ярче стрелка, отображающая тип распада. Ниже в отдельном окне строятся графики зависимости концентрации изотопов от времени. Реализована также возможность получать численные значения в заданных временных точках. Изотопный состав задается в верхнем левом углу экрана в виде названия изотопа и его концентрации.

Для упрощения ввода данных была реализована справочная система «Проводник нуклидов» – встроенная презентационная подпрограмма, предназначенная для облегчения доступа к справочным данным.

Данная справочно-информационная система объединяет совокупность свойств более чем 3500 изотопов 112-ти химических элементов. В базе данных помимо данных о составе ядер также содержатся справочные данные об основных свойствах изотопов химических элементов, таких как масса, избыток массы, тип распада, период полураспада, распространенность нуклида в природной смеси изотопов (%), спин и четность основного состояния. Эти значения снабжены стандартными погрешностями.

Для радиоактивных нуклидов представлены оцененные значения периода полураспада. Для стабильных нуклидов вместо периода полураспада указано «stable» (стабильный). Данные были получены на основе информации, содержащейся в базах данных Центра ядерных данных агентства по атомной энергии Японии (Nuclear Data Center at Japan Atomic Energy Agency) [8] и Brookhaven National Nuclear Data Center (NNDC) [9]. Данные по микросечениям реакций на тепловых нейтронах были подготовлены на основе данных библиотеки FENDL-2.1 (Fusion Evaluated Nuclear

Data Library) [10]. Доступ к данным предоставляется через диаграмму нуклидов или периодическую систему.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ОЯТ ВВЭР-1000 ПРИ ДЛИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКЕ

Для демонстрации возможностей системы было проведено моделирование длительной выдержки отработанного ядерного топлива реактора ВВЭР-1000. После извлечения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из активной зоны в нем продолжают спонтанные процессы деления, радиоактивных распадов; короткоживущие нуклиды исчезают, появляются новые. Топливо в течение длительного периода времени остается мощным источником α -, β -, γ -, нейтронного излучения и тепловыделения. На рисунке 3 представлен фрагмент результата моделирования цепочек распадов в ОЯТ реактора ВВЭР 1000. В рамках указаны элементы, составляющие начальный изотопный состав ОЯТ [5, 11].

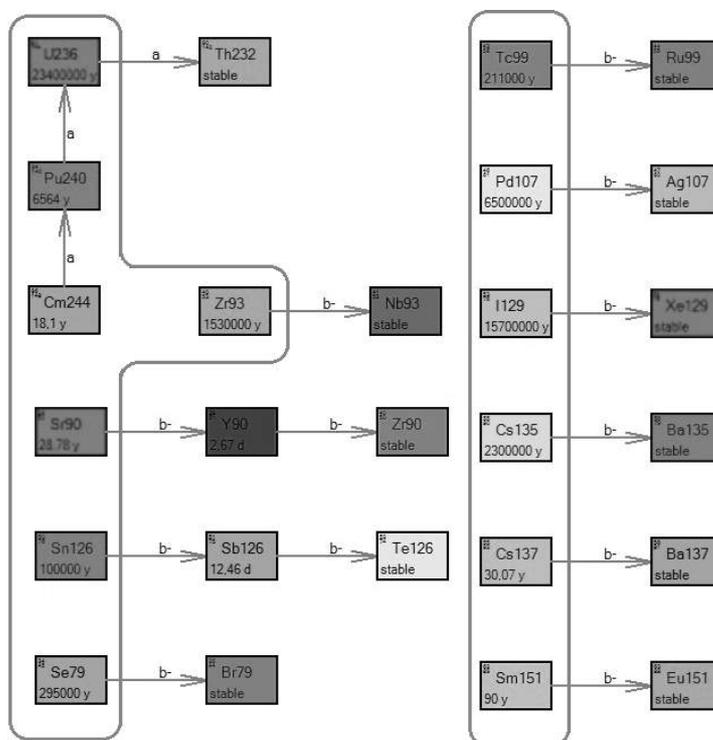


Рис. 3. Фрагмент цепочки распадов, смоделированный системой для ОЯТ реактора ВВЭР-1000

На рисунке 4 представлен графический вариант расчета изменения изотопного состава в ОЯТ при длительной выдержке. Учитывая приведенные радиоэкологические характеристики ОЯТ и результаты моделирования можно охарактеризовать его, в первую очередь, как высокоактивный материал, который с экологической точки зрения представляет опасность не только в краткосрочном плане, но и в долгосрочной перспективе.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены основные методы расчета изменения изотопного состава ядерного топлива. На основе решения систем обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка, предложенного Бейтманом, составлен алгоритм расчета основных параметров трансмутации на основе направленного графа превращений нуклидов.

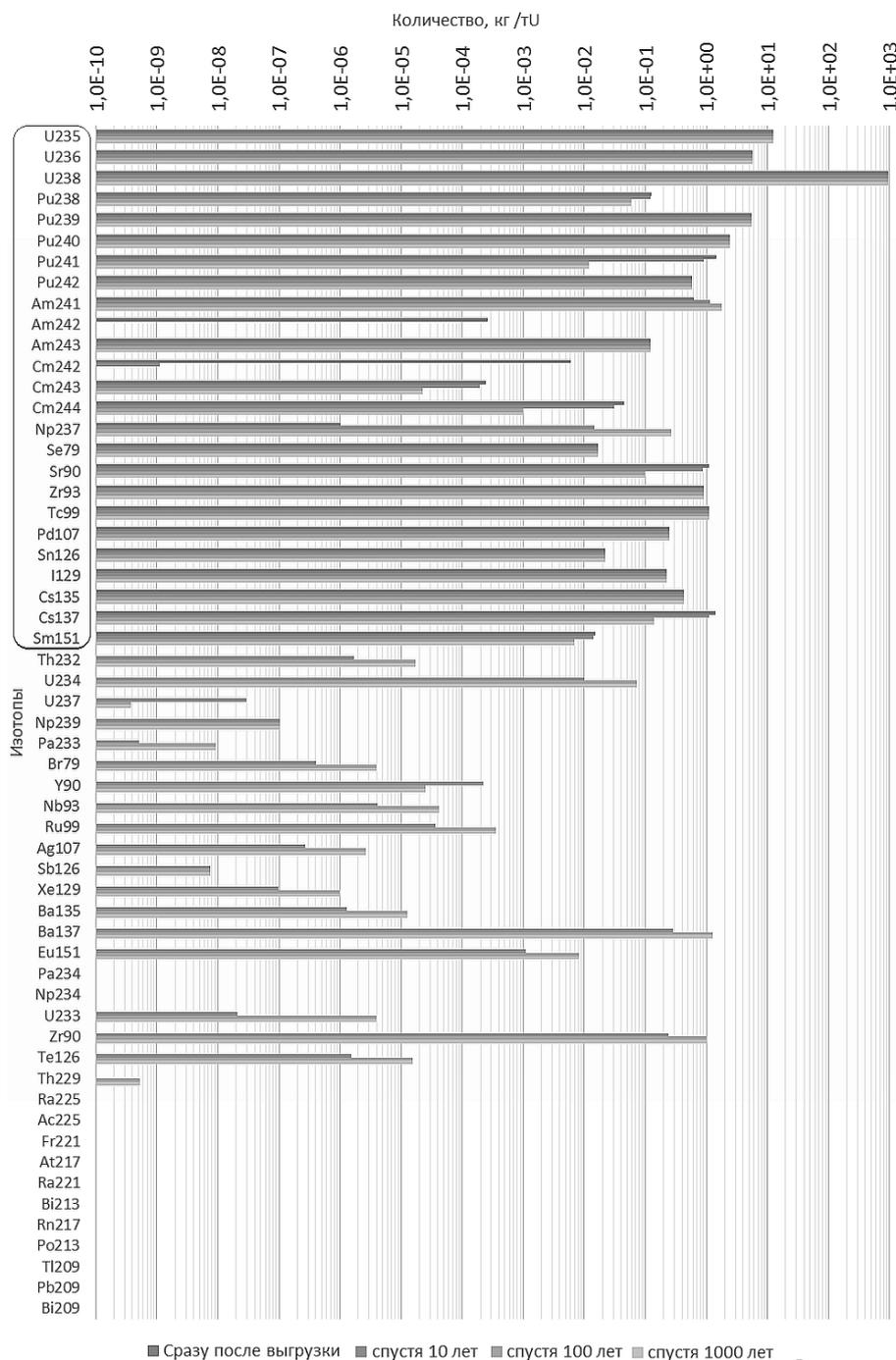


Рис. 4. Изменение изотопного состава в ОЯТ реактора ВВЭР 1000

Создана интерактивная система, которая дает пользователю возможность проводить оценку эффективности трансмутации нуклидов в процессе выдержки ОЯТ при различных условиях. Благодаря проведенной оптимизации кода существенно сокращено время расчета. Данная система была применена для моделирования трансмутации в работе [12].

В отличие от множества научных программных комплексов, в которых различные

этапы работы пользователей проводятся в разных, иногда даже «неоднородных» приложениях с различным интерфейсом и внутренней логикой взаимодействия объектов, NES разработана в виде интегрированной среды, объединяющей все пользовательские инструментальные программные средства в единое приложение с единым интерфейсом и общей логикой функционирования объектов.

Все этапы работы пользователя – подготовка и редактирование исходных данных, расчет, автоматический анализ и обработка результатов – отражаются визуально, что обеспечивает простоту использования, быстроту восприятия результатов и высокий уровень информативности.

Литература

1. *Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.* Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. М.: ГУП НИКИЭТ, 1999, 156 с.
2. *Bateman H.* Solution of a System of Differential Equations Occurring in The Theory of Radio-Active Transformation., University of Cambridge, Proc. Phil. Soc. 1910. PP. 423-427.
3. *Пляскин В.И., Р.А. Косилов, Г.Н. Мантуров.* Справочно-информационная интерактивная система «Трансмутация нуклидов в ядерных реакторах» // Вопросы атомной науки и техники, 2003. Т. 2. № 1. С. 103-109.
4. Manual for reactor produced radioisotopes. IAEA TECDOC-1340, Vienna, 2002.-257p.
5. *Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 573 с.
6. Depth-first search // In: Introduction to Algorithms, Second Edition / Ed. by *Thomas H. Cormen, Charles E. Leiserson, Ronald L. Rivest, and Clifford Stein.* The MIT Press, 2001. PP. 540–549.
7. Visual Interface Design // In: About Face 3 The Essentials of Interaction Design / Ed. by *Alan Cooper, R. Reimann, D. Cronin.* Indianapolis. Wiley Publishing Inc., 2007. PP. 287-319.
8. Tables of Nuclear Data [Электронный ресурс] // Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Data Center: [сайт]. [1995-2016]. URL: <http://www.ndc.jaea.go.jp/> (дата обращения: 15.10.2015).
9. Chart of Nuclides [Электронный ресурс] // The National Nuclear Data Center (NNDC): [сайт]. [2012]. URL: <http://www.nndc.bnl.gov/chart/> (дата обращения: 4.10.2015).
10. Fusion Evaluated Nuclear Data Library [Электронный ресурс] // International Atomic Energy Agency - Nuclear Data Section: [сайт]. [2004]. URL: <https://www.nds.iaea.org/fendl21/> (дата обращения: 10.9.2015).
11. *Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д.* Радиационные характеристики облученного ядерного топлива / Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983. 382 с.
12. *Андреанов А.А., Догов А.А., Коровин Ю.А., Купцов И.С.* Подход к определению оптимальной стратегии ядерной трансмутации // Ядерная физика и инжиниринг, Т. 5, № 2, 2014. С. 122.

Поступила в редакцию 10.03.2016 г.

Автор

Догов Артём Александрович, аспирант
E-mail: AADogov@gmail.com

UDC 539.163

INTERACTIVE INFORMATION SYSTEM FOR SIMULATION AND VISUALIZATION OF NUCLEAR TRANSFORMATIONS – NUCLEAR EVOLUTION SOFTWARE

Dogov A.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249030 Russia

ABSTRACT

The present paper gives a brief review of technique of the isotopic fuel composition changes modeling with ordinary differential equations system describing nuclides transmutation. Suggested algorithms of modeling and calculation of the main parameters for nuclear transformations are based on a directed graph, which improves the speed and accuracy of calculations. The description is given of the designed software system for modeling of radioactive decay transformations and transformations caused by particles flow (neutrons, protons, etc.). The features and functionality of this system are defined.

System distinctive features include, inter alia, simplicity, developed user-friendly interface, high degree of automation of all stages of user work, simulated processes imaging and convenient tools for calculations management and results processing. The described system is aimed at wide range of users from students and post-graduates to university professors and researchers, and can be used to facilitate scientific research and educational process. The proposed system is a convenient assessment tool for the concentration of any isotope in a chain depending on integral flow and time with various original isotopes amounts.

Apart from author developments, current licensed software and visual reference components libraries from leading global producers were utilized for the system creation, which allowed to develop a user-friendly interface and keep abreast of leading software developments. Modelling results are displayed by interactive tables and characteristic curves.

The paper describes some examples of the use of the proposed instruments.

Key words: radioactive waste, transmutation, decay chain, graph theory, Bateman equations, information systems, interactive interface.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Orlov V.V. Transmutatsionnyy toplivnyy tsikl v krupnomasshtabnoy yadernoy energetike Rossii. Moscow. State Unitary Enterprise NIKIET Publ., 1999. 156 p. (in Russian).
2. Bateman H. Solution of a System of Differential Equations Occurring in The Theory of Radio-Active Transformation., University of Cambridge, *Proc. Phil. Soc.* 1910, pp. 423-427.
3. Plyaskin V.I., Kosilov R.A., Manturov G.N. Interactive information system on the nuclear physics properties of nuclides and radioactive decay chains. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki*. ISSN: 2414-1038 2003, v. 2, no. 1, pp. 103-109 (in Russian).
4. Manual for reactor produced radioisotopes. IAEA TECDOC-1340, Vienna, 2002. 257 p.
5. Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Rudik A.P. Handbook of the formation of nuclides in nuclear reactors. Moscow. Energoatomisdat Publ., 1989. 573 p. (in Russian).
6. Depth-first search. In: Introduction to Algorithms, Second Edition. Eds. Cormen Th.H., Leiserson Ch.E., Rivest R.L. and Stein C. The MIT Press. 2001, pp. 540–549.
7. Visual Interface Design. In: About Face 3 The Essentials of Interaction Design. Eds. Cooper

- A., Reimann R., Cronin D. Indianapolis. Wiley Publishing Inc. 2007, pp. 287-319.
8. Tables of Nuclear Data. Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Data Center: [1995-2016]. Available at: <http://www.ndc.jaea.go.jp/> (accessed 15 Oct 2015).
9. Chart of Nuclides. The National Nuclear Data Center (NNDC). 2012. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov/chart/> (accessed 04 Oct 2015).
10. Fusion Evaluated Nuclear Data Library. International Atomic Energy Agency – Nuclear Data Section: 2004. Available at: <https://www-nds.iaea.org/fendl21/> (accessed 10 Sep 2015).
11. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. The radiation characteristics of irradiated nuclear fuel: Directory. Moscow. Energoatomisdat Publ., 1983. 382 p. (in Russian).
12. Andrianov A.A., Dogov A.A., Korovin Yu.A., Kuptcov I.S. The approach to determining the optimal strategy for the nuclear transmutation. *Yadernaya fizika i inzhiniring*. 2014, v. 5, no. 2, p. 122 (in Russian).

Author

Dogov Artem Aleksandrovich, PhD Student
E-mail: AADogov@gmail.com

СТАТУС КОДА RTS&T-2014

И.И. Дегтярёв, Ф.Н. Новоскольцев, О.А. Ляшенко,

Е.В. Гулина, Л.В. Морозова

ФГБУ ГНЦ ИФВЭ НИЦ «Курчатовский институт»

142281, Московская обл., г. Протвино, пл. Науки, 1



Приводится обзор возможностей и алгоритмов современной версии комплекса RTS&T [1], разработанного для прецизионного статистического моделирования переноса многокомпонентного (γ , e^\pm , μ , N , p^\pm , K^\pm , K_L^0 , $\Sigma^{\pm 0}$, антинуклоны, ионы и т.д. – всего 112 типов частиц и резонансов) излучения в пространственных системах произвольной степени сложности в широком диапазоне энергий в присутствии электромагнитных полей, а также расчета трансмутации изотопов. В ходе моделирования переноса учитываются все значимые процессы взаимодействия излучения с веществом. В области энергий нуклонов ниже верхних границ существующих оценок моделирование траекторий и дискретных взаимодействий основывается на прямом использовании информации файлов оцененных ядерных данных, представленных в формате ENDF-6, и не содержит дополнительных систематических ошибок, вносимых переработкой оригинальных оцененных данных в групповой или специализированный усеченный формат. В области энергий, превышающих верхнюю границу оценок, а также для тех типов частиц, для которых оцененные данные отсутствуют, моделирование дискретных актов ядерных взаимодействий осуществляется на основе современных моделей $h(A)A$ -взаимодействий (адронных генераторов), построенных на основе как инклюзивного [2], так и эксклюзивного (FRITIOF, DPMJET-III, LAQGSM, PSM, CEM) подходов с использованием рекомендованных МАГАТЭ наборов входных параметров моделей, содержащихся в базе данных RIPL I-III. В коде реализованы аналоговый и неаналоговый методы построения траекторий частиц. Используются стандартные методы уменьшения дисперсии функционалов поля излучения, а также специализированные методы моделирования процессов, сопровождающихся большой множественностью вторичных частиц. При моделировании критических систем используется линейная комбинация двух и трех основных оценок k_{eff} .

Ключевые слова: перенос излучения в веществе, модели адрон-ядерных взаимодействий, библиотеки оцененных ядерных данных.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие и модернизация ускорительного комплекса и экспериментальной базы ФГБУ ГНЦ ИФВЭ НИЦ «Курчатовский институт» предполагает реализацию ряда масштабных проектов установок, предназначенных для проведения фундаментальных и прикладных исследований. В частности, достигнутое на ускорительном комплексе У-70 устойчивое ускорение пучка ионов углерода до энергии 35 ГэВ/нуклон и результаты работ по созданию медицинского углеродного пучка промежуточных энергий (450 МэВ/нуклон)

© **И.И. Дегтярёв, Ф.Н. Новоскольцев, О.А. Ляшенко, Е.В. Гулина, Л.В. Морозова, 2016**

позволяют осуществлять фундаментальные исследования в области релятивистской ядерной физики и прикладные – в радиобиологии и ядерной медицине. Создано совместно с РФЯЦ-ВНИИЭФ новое научное направление в исследовании быстропротекающих процессов и материалов в экстремальных условиях – протонная радиография, проводятся работы в области иного метода исследований процессов данных типов – нейтронно-резонансной спектроскопии. Реализация предложенного в ГНЦ ИФВЭ проекта ОМЕГА предполагает создание многоцелевой ускорительной установки с высокоинтенсивными протонными пучками в диапазоне энергий 0.1 – 70.0 ГэВ для проведения практически всего спектра фундаментальных и прикладных экспериментов в области адронной физики низких, промежуточных и высоких энергий. Физический расчет этих установок и планирование экспериментальных исследований на них требуют развития и внедрения в практику прецизионных методов моделирования переноса многокомпонентного излучения и сопутствующих ядерных взаимодействий, а также их полномасштабной верификации на основе современных экспериментальных данных.

В мировой практике физического расчета установок данного класса и планирования экспериментов в качестве прецизионных широко распространение получили разработанные в LANL (Лос-Аламос, США) программные комплексы MCNP (в области реакторных энергий) и MCNPX (в диапазоне промежуточных и высоких энергий) с системой препроцессинга данных NJOY, обеспечивающей подготовку констант в специализированном формате ACE, а также программный комплекс GEANT (ЦЕРН, Швейцария). Для расчета изменения нуклидного состава широко используется комплекс FISPACT-EASY (Culham Centre for Fusion Energy, Великобритания). Совместное использование пакетов MCNP/MCNPX/GEANT и FISPACT-EASY обеспечивает решение большинства задач в областях ядерной, радиационной физики и физики высоких энергий. Следует отметить, что пакет MCNP требует предварительной переработки оригинальных файлов оцененных ядерных данных, представленных в исходном формате ENDF-6, в специализированный формат ACE и не обеспечивает «чистоты» использования информации, содержащейся в исходных файлах, что вносит дополнительную систематическую погрешность в результат и не позволяет осуществлять оценку полной ошибки рассчитываемых функционалов.

Помимо этого перечисленные пакеты являются оригинальными зарубежными разработками и представляют собой предметы интеллектуальной собственности соответствующих организаций-разработчиков, что требует дополнительных финансовых затрат на их приобретение, существенно ограничивает валидационно-верификационные исследования программ, их модификацию и адаптацию под конкретные задачи. В настоящее время на распространение данных программных комплексов наложены экспортные ограничения Министерства энергетики США, а доступ к этим программам (платный в общем случае) предоставляется по выполнению ряда жестких требований, что практически исключает их использование в отечественной практике. В течение последних двух десятилетий в ГНЦ ИФВЭ НИЦ «Курчатовский институт» разрабатывался оригинальный программный комплекс RTS&T, реализующий метод статистического моделирования связанного переноса излучения в гетерогенных пространственно-неоднородных средах в широком диапазоне энергий. В работе описываются современное состояние транспортной части кода, методология моделирования переноса и дискретных взаимодействий частиц, возможности системы описания геометрии.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ

Взаимодействия фотонов. В базовой модели комплекса RTS&T учитываются следующие процессы дискретного взаимодействия фотонов: фотоэффект на K, LI, LII, LIII атомных оболочках (с моделированием выхода релаксационного характеристического излучения и его переноса на основе файлов оцененных фотоатомных данных, NSUB = 6), когерентное и

некогерентное рассеяние, рождение пар и фотоядерные взаимодействия в энергетических диапазонах гигантского дипольного резонанса и квазидейтронного эффекта, каналы рождения изобар (в диапазоне промежуточных энергий и возбуждения струн) при высоких энергиях. В качестве константного обеспечения переноса используется библиотека оцененных данных EPDL97 (или фотоатомная подбиблиотека ENDF/B VII.1, NSUB = 3), содержащая интегральные сечения парциальных каналов взаимодействия и форм-факторы когерентного и некогерентного рассеяния в энергетическом диапазоне от 10 эВ до 100 ГэВ. В версии RTS&T-2014 для прецизионного моделирования связанного переноса электронов и фотонов в диапазоне энергий до 1 ГэВ добавлена возможность использования алгоритмов PENELOPE [3].

Электромагнитные взаимодействия заряженных частиц. При моделировании ионизационных процессов заряженных частиц используются две альтернативные модели: модель непрерывного замедления с рождением δ -электронов с выборкой флуктуаций энерговыведения из ограниченного распределения Ландау-Вавилова; модель непрерывного замедления без рождения δ -электронов с моделированием флуктуаций полного распределения Ландау-Вавилова. Многократное кулоновское рассеяние заряженных частиц моделируется на основе теорий Мольера или Гоудсмита-Саундерсона. При построении траекторий заряженных частиц производится коррекция длины пути в процессе многократного кулоновского рассеяния, учитывается канал прямого рождения пар заряженными частицами при высоких энергиях. Расчет ионизационных потерь энергии тяжелых заряженных частиц производится по методу Циглера-Бирзака-Литтмарка (J.F. Ziegler, J.P. Biersack, U. Littmark) с учетом эффекта плотности по методу Штернхеймера. В прецизионных расчетах используются данные для ионизационных потерь энергии электронов, позитронов, протонов и альфа-частиц в композитных материалах, рекомендованные ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements).

Дискретное излучение e^{\pm} . Энергия фотонов выбирается из дифференциального распределения Бергера-Зельцера [4] для частиц с кинетической энергией менее 10 ГэВ и сечения Бете-Гайтлера [5] – в диапазоне более высоких энергий. Углы эмиссии фотонов выбираются из упрощенной формы дваждыдифференциального сечения процесса с учетом эффекта Ландау-Померанчука-Мигдала.

Взаимодействия адронов высоких энергий. В качестве базисной для моделирования неупругих $h(A)$ - A -взаимодействий при энергиях $E \geq 5$ ГэВ в комплексе RTS&T-2014 используется модифицированный по методу [6] код FRITIOF 7.02 [7], реализующий ЛУНД-модель струнной динамики для адрон-адронных, адрон-ядерных и ядро-ядерных взаимодействий. Генератор был дополнен статистической испарительной моделью равновесной эмиссии в конкуренции с моделью бинарного деления. В качестве альтернативных моделей в RTS&T-2014 предусматривается использование PSM (Parton String Model) [8], LAQGSM (Los-Alamos Quark-Gluon String Model) [9], DPMJET-III (Dual Parton Model) [10] и JAM (Jet AA Microscopic Transport Code) [11].

Взаимодействия адронов промежуточных энергий. В текущей версии комплекса RTS&T используется трехстадийная микроскопическая модель $h(\gamma)$ -инициированных реакций, включающая в себя прямую стадию реакции, стадии предравновесной эмиссии и равновесного распада возбужденной ядерной системы в виде конкуренции процессов испарения и бинарного деления. Для моделирования каскадной стадии реакции в качестве основной используется модификация ОИЯИ-версии модели внутриядерного каскада, объединенной с изобарной моделью Линденбаума-Штернхеймера, используемой для расчета рождения пионов в одно- и двухпионных каналах в NN-взаимодействиях, а также однопионного рождения – в πN -взаимодействиях. В настоящей версии кода дополнительно производится учет мультипионных (до пяти частиц) каналов рождения частиц. Предравновесная стадия реакции моделируется на основе экситонной модели.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Исходная экситонная конфигурация формируется в процессе развития внутриядерного каскада или постулируется изначально. Стадия равновесной эмиссии (испарение либо бинарное деление) моделируется на основе статистической теории Вайскопфа-Ивинга и теорий деления Бора-Уилера или Фонга. Входные параметры моделей послекаскадно-го развала ядра заимствуются из баз рекомендованных данных RIPL I-III. В качестве альтернативных моделей неупругих адрон-ядерных взаимодействий в RTS&T-2014 предусматривается возможность использования пакетов CEM03.03 (Cascade-Exciton Model), JQMD (JAERI Quantum Molecular Dynamics), INCL4.6+abla07 (Liege Intranuclear Cascade model+GSI de-excitation code) и CASCADE04 (Intranuclear Cascade+Pre-equilibrium+Equilibrium/Fission).

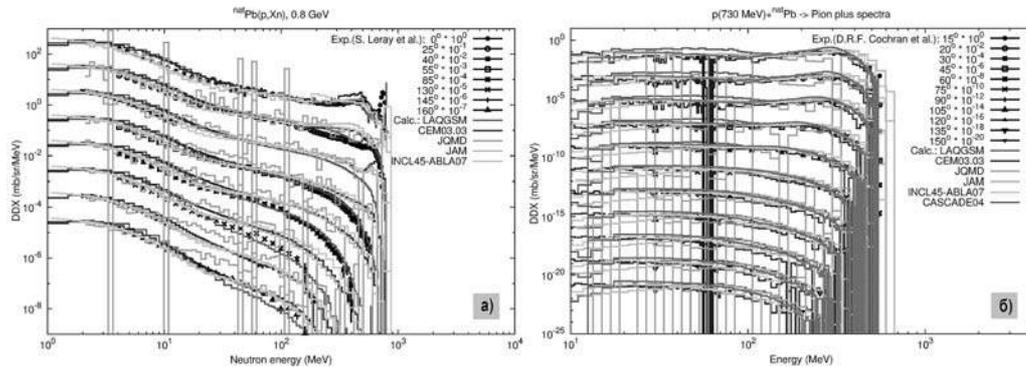


Рис. 1. Комплекс RTS&T-2014. Сравнение расчетных и экспериментальных значений дваждыдифференциальных сечений рождения нейтронов (а) и положительных пионов (б) в реакции $p(800, 730 \text{ МэВ}) + {}^{nat}\text{Pb}$

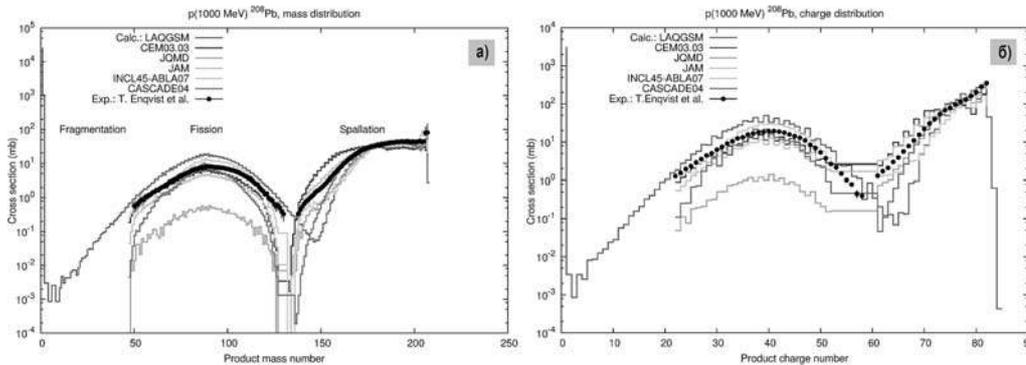


Рис. 2. Комплекс RTS&T-2014. Сравнение расчетных и экспериментальных значений массовых (а) и зарядовых (б) распределений остаточных ядер, образованных в реакции $p(1000 \text{ МэВ}) + {}^{208}\text{Pb}$

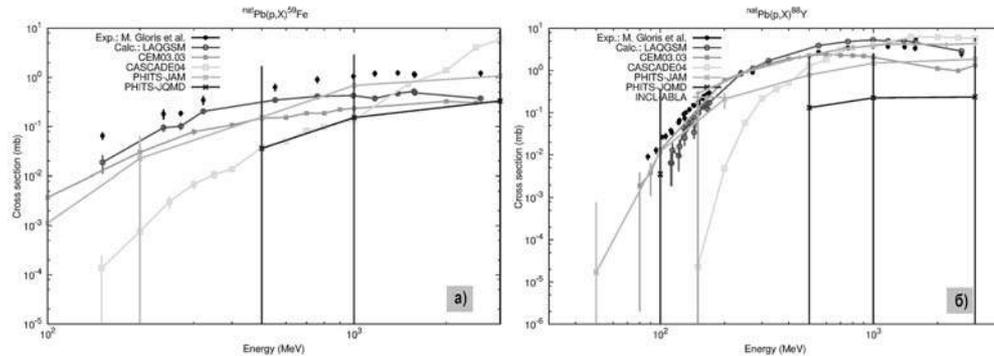


Рис. 3. Комплекс RTS&T-2014. Энергетическая зависимость сечения рождения изотопов ${}^{59}\text{Fe}$ (а) и ${}^{88}\text{Y}$ (б) при взаимодействии протонов с ядром ${}^{208}\text{Pb}$

На рисунке 1 приведено сравнение расчетных и экспериментальных значений дваждыдифференциальных сечений рождения нейтронов и положительных пионов в неупругих рА-взаимодействиях с ядром ^{nat}Pb при энергиях 800 и 730 МэВ. На рисунке 2 показано расчетно-экспериментальное сравнение массовых и зарядовых чисел остаточных ядер, образованных в реакции $p(1 \text{ ГэВ}) + ^{208}\text{Pb}$. Рисунок 3 иллюстрирует энергетическую зависимость парциальных сечений каналов рождения изотопов, рассчитанную на основе микроскопических моделей, включенных в состав комплекса RTS&T-2014.

Взаимодействия нуклонов низких энергий. Реализованный в комплексе подход ориентирован на прямое использование библиотек оцененных ядерных данных в формате ENDF-6 [11] (например, ENDF/B-VI,VII.1, ENDF-HE, JENDL, JENDL-HE, FENDL, BROND, РОСФОНД, TENDL и др.) в качестве системы констант для переноса нуклонов с энергией ниже 20/150/3000 МэВ. В процессе моделирования траекторий используется вся информация об элементарных актах взаимодействия нуклонов с ядрами в данном энергетическом диапазоне, доступная в файлах оцененных ядерных данных и представленная в соответствии с законами ENDF-6-формата, без дополнительных приближений и округлений (в частности, таких, например, как групповое приближение). Рассматриваются следующие типы реакций с участием нуклонов: упругое рассеяние, поглощение, реакции с рождением одного нейтрона в выходном канале, поглощение с рождением иных типов частиц (с разделением по уровням возбуждения остаточного ядра), деление (с моделированием мгновенных, запаздывающих нейтронов и осколков деления [MF = 8]) и т.д., а также фотоядерные взаимодействия. Энергии и углы эмиссии вторичных частиц выбираются из распределений файлов MF = 4, 5, 6, 12, 13, 14 и 15. Типично процесс подготовки файлов оцененных ядерных данных состоит из последовательного применения процедур разного целевого назначения, входящих в состав пакетов препроцессинга. На текущий момент времени наибольшее распространение получили два альтернативных пакета подготовки данных – NJOY [13] и ENDF Preprocessing Codes (PREPRO) [14], ставшие практически стандартами обработки файлов оцененных данных. Первый из приведенных пакетов, NJOY, имеет существенные экспортные ограничения и практически недоступен для использования в отечественной практике. Второй из пакетов, PREPRO, имеет свободную лицензию использования, размещен на официальном сайте Группы данных МАГАТЭ (<https://www-nds.iaea.org/public/endl/prepro/>) и доступен как в виде исполняемых кодов, так и в виде исходных текстов, что делает его практически безальтернативным для применения в организации подготовки транспортных данных.

В процессе подготовки файлов транспортных констант используются три основные процедуры пакета PREPRO – для линейаризации, восстановления разрешенных резонансов нейтронных сечений, учета доплеровского уширения уровней в резонансной области: LINEAR, RECENT, SIGMA1 соответственно, и дополнительные: LEGEND – процедура восстановления индикатрисы рассеяния, представленной в виде коэффициентов P_n -разложения; FIXUP – обеспечивает внутреннюю непротиворечивость интегральных сечений при всех энергиях для их последующего использования при моделировании переноса излучения (в частности, производится проверка равенства интегральных сечений сумме парциальных сечений каналов реакций и, при необходимости, их записей в соответствующих форматах) и DICTIN – обновляет индекс раздела в MF = 1 (общая информация), MT = 451 (общее описание файла и содержание).

Перенос нейтронов с энергиями ниже 3 – 4 эВ зависит от теплового движения атомов среды. Для его корректного моделирования рассматриваются два аспекта этой зависимости. Во-первых, для учета зависимости полного сечения взаимодействия нейтрона с ядром от скорости теплового движения ядра вводится понятие эффективного сечения для данной температуры материала, определяемое таким образом, чтобы иметь такую же скорость реакции для покоящегося ядра, как и скорость реакции, рассчитан-

ную для реального сечения с учетом движения ядра. При этом для учета влияния температуры среды вместо моделирования движения ядра используется заранее подготовленное (с использованием процедуры SIGMA1) эффективное сечение, отличающееся от реального при энергиях нейтрона ниже некоторой энергии, пропорциональной температуре среды и обратно пропорциональной массе ядра, а также в резонансной области. Во-вторых, тепловое движение ядра приводит к изменению кинетических параметров рассеянного нейтрона. В коде RTS&T реализованы три возможности учета теплового движения атомов среды. Первый метод состоит в использовании файлов, содержащих распределения по энергиям и направлениям рассеянного нейтрона – матрицы рассеяния, которые могут быть подготовлены для 27-ми замедлителей на основе Файла 7 библиотек оцененных данных (ENDF/B VI.8, ENDF/B-VII.1, JEFF3.1x, JENDL 4, INDL/TSL), в которых учтено влияние молекулярной или кристаллической связи рассеивающего ядра с соседними атомами. Второй метод основан на использовании приближения наикратчайшего времени столкновения для описания процесса некогерентного неупругого рассеяния. Третий метод базируется на использовании модели свободного газа. К сожалению, в пакет PREPRO не входит процедура, аналогичная по назначению и функциональным возможностям модулю THERMR комплекса NJOY, выполняющему расчет интегральных сечений и энергетически-угловых распределений рассеянных частиц при взаимодействии нейтронов на свободных или связанных атомах среды в тепловой области энергий с учетом температуры среды на основе файлов оцененных данных. Для выполнения функций, сходных с функциями модуля THERMR, была разработана оригинальная процедура THERMRTST. Модуль THERMRTST включен в общую систему препроцессинга данных комплекса RTS&T-2014.

В версию RTS&T-2014 включены два метода моделирования переноса нейтронов в резонансном и тепловом диапазонах энергий, учитывающие температурные эффекты непосредственно в процессе моделирования траектории и не требующие их предварительного учета на этапе подготовки транспортного файла (так называемые методы «on the fly»). При их использовании обработка исходного константного файла процедурами SIGMA1 и THERMRTST опускается.

Считывание данных из файла в формате ENDF-6 и их запись в оперативную память организована в виде дерева динамически размещаемых объектов, связанных со стандартными типами записей формата ENDF-6: CONT, LIST, TAB1, TAB2 и т.д. Во всех реакциях моделируются характеристики остаточных ядер с их последующим транспортом.

Распады нестабильных частиц. В комплексе RTS&T-2014 моделируется более 20-ти каналов распада нестабильных частиц на основе опубликованных PDG (Particle Data Group) оцененных значений брэнчингов. Двух- и трехчастичные распады нестабильных частиц моделируются с использованием метода Г.И. Копылова. Для моделирования многочастичных распадов используется процедура взвешенной генерации события в лоренц-инвариантном фазовом пространстве GENBOD (W515) из библиотеки CERNLIB.

СИСТЕМА ПРЕДСТАВЛЕНИЯ И ВИЗУАЛИЗАЦИИ ГЕОМЕТРИИ КОМПЛЕКСА RTS&T

Одним из наиболее значимых факторов, определяющих быстродействие и универсальность программ, реализующих метод статистического моделирования переноса излучения в гетерогенных пространственно-неоднородных средах, является эффективность системы представления геометрии, включающей в себя универсальный геометрический модуль; пакет процедур определения границы геометрической области, базирующийся на двух альтернативных методах локализации (итерационном и аналитическом) и их комбинации; GEOMETRY → CAD/CAM/CAE-интерфейс; пакет процедур, обеспечивающих формирование геометрии наиболее типичных макрообъектов.

Описание конфигурации исследуемой системы осуществляется при помощи трех операций булевой алгебры над множеством пространственных геометрических примитивов: объединения, пересечения и вычитания. Все геометрические области системы нумеруются в произвольном порядке. Допускается возможность присвоения произвольному подмножеству объемов единого номера (формирование объединений областей для сбора усредненных функционалов). Пространственное позиционирование и ориентация произвольной геометрической области осуществляется заданием начала и углов поворота осей локальной системы координат в координатной системе ее материнской области. Позиционирование и поворот системы координат внешней области рассматриваемой системы осуществляется относительно глобальной системы координат. Традиционно используемые методы определения координат точки пересечения траектории частицы с поверхностью геометрической области можно разделить на две альтернативных категории: первая реализует итерационный способ локализации границы области; вторая, использующая точный способ нахождения точки пересечения, основанный на аппарате аналитической геометрии, требует дополнительного определения формы каждого геометрического примитива как комбинации ограничивающих его поверхностей, как правило, не выше второго порядка (метод координатных поверхностей). Каждый из перечисленных способов локализации обладает рядом известных достоинств и недостатков. В комплексе RTS&T реализован синтетический метод локализации границы области, объединяющий оба подхода. В описываемой версии комплекса определено 67 геометрических примитивов, соответствующих различным типам замкнутых поверхностей.

Значимость графических инструментальных средств поддержки для проверки геометрии и анализа расчетных функционалов бесспорна. К настоящему времени сформировались два базисных подхода к решению проблемы визуального представления геометрии исследованного объекта: создание собственного графического приложения, интерпретирующего язык описания геометрии; разработка программного интерфейса к широко используемым графическим комплексам, преобладающе к CAD/CAM/CAE-системам. Наиболее существенными преимуществами второго подхода, выбранного нами в качестве базисного, являются высокая портбельность, совместимость с другими графическими приложениями и современными аппаратными средствами графического ввода данных. В RTS&T-2014 входные данные описания геометрии преобразовываются в формат ASCII DXF® (Drawing eXchange Format), разработанный компанией Autodesk как стандарт для обмена графической информацией между системой AutoCAD® и другими приложениями. Выбор DXF-формата описания обусловлен несколькими причинами. Во-первых, это сравнительно простой, хорошо документированный, поддерживаемый и развиваемый формат, доступный для свободного использования (в настоящий момент времени – один из de facto мировых стандартов обмена графической информацией, включая CAD-системы высшего уровня). Во-вторых, конструкции формата DXF не только делают возможным достижение высокого качества векторной визуализацией трехмерных объектов с масштабированием, произвольным вращением в пространстве экрана, управлением свойствами уровней, удалением невидимых линий, получением разрезов и т.д., но они обеспечивают также предельно автоматизированную подготовку полной проектной документации, а также конвертирование информации в иной формат описания (DWG, VRML и т.д.). Программный RTS&T-CAD-интерфейс позволяет автоматически формировать файлы в формате DXF на основе конструкций языка описания геометрии с использованием разработанной графической библиотеки основных CAD-объектов (типы текст, линия, дуга, окружность, 3D-поверхность и т.п.). Библиотека поддерживает все необходимые свойства объектов (уровень, цвет, тип линии и т.д.) и служит в качестве базиса для другой библиотеки специальных процедур, формирующих трехмерный DXF-образ каждого пространственного примитива. Визуальная модель сложной

геометрии формируется комбинаторно на основе образов простых форм с использованием процедуры декодирования иерархического дерева и преобразованием координат каждого примитива в глобальную систему координат.

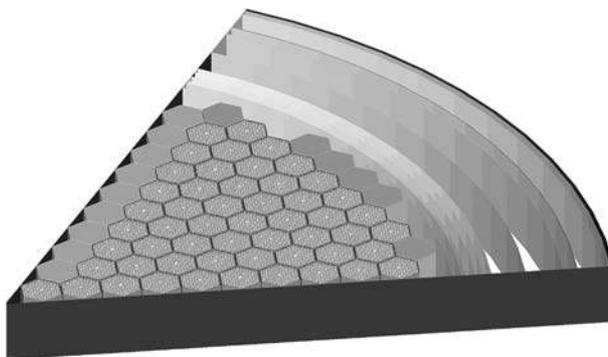


Рис. 4. Комплекс RTS&T-2014. Твёрдотельная модель 60-градусного сектора симметрии реактора ВВЭР-440/В-230

В состав комплекса включен пакет сервисных процедур, обеспечивающих формирование геометрии наиболее типичных макрообъектов, используемых в прикладных задачах расчета ядерно-физических установок и детекторов элементарных частиц, дозиметрии и радиационной терапии, реакторостроения, атмосферной оптики и т.д. (например, типичные периодические структуры калориметров, реакторных ячеек и АЗ (рис. 4), критических сборок, рекомендованные антропоморфные математические модели фантомов человеческого тела (MIRD, Оксье).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Описанная в работе новая версия комплекса программ RTS&T наряду с известными зарубежными кодами аналогичного назначения (MCNP6, GEANT, FLUKA, PHITS) может применяться для решения широкого спектра задач физики реакторов, радиационной защиты, радиационной терапии, ядерной медицины, расчетно-теоретического сопровождения прикладных и фундаментальных исследований в области ядерной физики и физики высоких энергий.

Литература

1. *Blokhin A.I., Degtyarev I.I., Likhovitskii A.E., Maslov M.A. and Yazynin I.A.* in Proceedings of the 17th Particle Accelerator Conference, Vancouver, BC, CAN, pp. 258-260, 1998.
2. *Дегтярев И.И., Новоскольцев Ф.Н.* Концепции построения и результаты валидации инклюзивного адронного генератора комплекса RTS&T в диапазоне промежуточных и высоких энергий, Вестник Национального исследовательского ядерного университета МИФИ, т.2, № 4, с.461, 2013.
3. *Salvat F., Fernandez-Varea J.M., Sempau J.* ISBN 92-64-02145-0, OECD, 2003.
4. *Seltzer S.M., Berger M.J.* Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B12. 1985, pp. 95-134.
5. *Tsai Y.S.* Rev. Mod. Phys. 1974, v. 46, p. 815.
6. *Uzhinskii V.V.* JINR preprint E2-96-192, 1996.
7. *Andersson B., Gustafson G., Nilsson-Almqvist B.* Nucl. Phys. 1987, v. 281B, p.289.
8. *Amelin N.* Preprint CERN/IT/99/6.
9. *Gudima K.K., Mashnik S.G. and Sierk A.J.* Report LA-UR-01-6804, Los Alamos, 2001.
10. *Roesler S., Engel R., Ranft J.* The Monte Carlo Event Generator DPMJET-III, Advanced Monte Carlo for Radiation Physics, Particle Transport Simulation and Applications, Proceedings of the Monte Carlo 2000 Conference, Lisbon, 23–26 October 2000, pp. 1033-1038.
11. *Nara Y., Otuka N., Ohnishi A., Niita K. and Chiba S.* Phys. Rev. C61, 024901, 2000.

12. *Herman M., Trkov A.* ENDF-6 Formats Manual Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/B-VII, Report BNL-90365-2009, June 2009.

13. *McFarlane R.E., Muir D.W., Boicourt R.M., Kahler A.C.* (ed.), NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012, LA-UR-12-27079 Rev.

14. *Cullen D.E.* IAEA-NDS-39, Rev. 9, 1996.

Поступила в редакцию 11.03.2016 г.

Авторы

Дегтярёв Игорь Иванович, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: Igor.Degtyarev@ihep.ru

Новосколыцев Федор Николаевич, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: Fedor.Novoskoltsev@ihep.ru

Ляшенко Ольга Анатольевна, младший научный сотрудник

E-mail: Olga.Liashenko@ihep.ru

Гулина Евгения Владимировна, младший научный сотрудник

E-mail: Evgenia.Altukhova@ihep.ru

Морозова Людмила Валентиновна, инженер

E-mail: Luda.Morozova@ihep.ru

UDC 621.039

RTS&T-2014 CODE STATUS

Degtyarev I.I., Novoskoltsev F.N., Liashenko O.A., Gulina E.V., Morozova L.V.

Institute for High Energy Physics National Research Centre

«Kurchatov Institute»

1 Nauki sq., Moscow reg., Protvino, 142281 Russia

ABSTRACT

The paper describes the main features of newest version of the RTS&T code system. The RTS&T code (Radiation Transport Simulation and Isotopes Transmutation Calculation) was assigned for detailed Monte Carlo simulation of many particle types (γ , e^\pm , μ , N , p^\pm , K^\pm , K_L^0 , $\Sigma^{\pm 0}$, antinucleons, ions, etc.) transport in a complex 3D geometry's with composite materials in the energy range from a fraction eV to 20 TeV and calculation of particle fluences, radiation field functionals and isotopes transmutation problem as well. A direct using of evaluated nuclear data libraries (ENDF/B-VI.8/VII.1, ROSFOND, JENDL, BROND etc.) to particle transport and isotopes transmutation modeling in low and intermediate energy regions is the general idea of the RTS&T code. The main changes compared to the previous code version concern the hadron- and photo-production model in the intermediate and high energy regions, hadronic, photoatomic and photonuclear cross section compilations, improved data for charged particle energy losses in composite materials, and nuclear structure data. New developments in modeling of discrete hadronic interactions (implementation of improved versions of hA- and AA-interaction models) are described. A comparison of the recent experimental data on double differential and total yields of diffractive, γ and β -particles resulting from the intermediate-energy hA-interactions is made with different theoretical models of direct hadron production: intranuclear cascade model, quark-gluon string model, parton cascade model and quantum molecular dynamic model combined with generalized exciton-evaporation (Fermi break-up)-fission model to describe of slow particles and residual nuclei emission. The RTS&T-2014 code can be successfully used to verify of continuous-energy data libraries were recorded in the ENDF-6 format. It is possible to use the RTS&T

code to simulate of reactors, detectors, spacecraft, radiotherapy treatment planning, criticality calculation and radiation safety analysis. The comparison between calculated and measured data is presented. The geometry definition system and enhanced RTS&T-CAD-interface are described also.

Key words: radiation transport, microscopic model of hadron-nucleus interaction, evaluated nuclear data libraries.

REFERENCES

1. Blokhin A.I., Degtyarev I.I., Lokhovitskii A.E., Maslov M.A. and Yazynin I.A., in Proceedings of the 17th Particle Accelerator Conference, Vancouver, BC, CAN, pp. 258-260, 1998.
2. Degtyarev I.I., Novoskoltsev F.N., Concepts of the Creation and Results of Validation of the Inclusive Hadron Generator in the RTS&T Code for Intermediate and High Energies Using Modern Experimental Data. *Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*. 2013, v. 2, no. 4, p.461 (in Russian).
3. Salvat F., Fernandez-Varea J.M., Sampau J., ISBN 92-64-02145-0, OECD, 2003.
4. Seltzer S.M., M.J. Berger, Seltzer S.M., Berger M.J. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B12*. 1985, pp. 95-134.
5. Tsai Y.S. *Rev. Mod. Phys.* 1974, v. 46, p. 815.
6. Uzhinskii V.V. JINR preprint E2-96-192, 1996.
7. Andersson B., Gustafson G., Nilsson-Almqvist B. *Nucl. Phys.*, 1987, v. 281B, p.289.
8. Amelin N. Preprint CERN/IT/99/6.
9. Gudima K.K., Mashnik S.G. and Sierk A.J., Report LA-UR-01-6804, Los Alamos, 2001.
10. Roesler S., Engel R., Ranft J., The Monte Carlo Event Generator DPMJET-III, Advanced Monte Carlo for Radiation Physics, Particle Transport Simulation and Applications, Proceedings of the Monte Carlo 2000 Conference, Lisbon, 23–26 October 2000, pp. 1033-1038.
11. Nara Y., Otuka N., Ohnishi A., Niita K. and Chiba S. *Phys. Rev. C*61, 024901, 2000.
12. Herman M., Trkov A., ENDF-6 Formats Manual Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/B-VII, Report BNL-90365-2009, June 2009.
13. MacFarlane R.E., Muir D.W., Boicourt R.M., Kahler A.C. (ed.), NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012, LA-UR-12-27079 Rev.
14. Cullen D.E., IAEA-NDS-39, Rev. 9, 1996.

Authors

Degtyarev Igor' Ivanovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Igor.Degtyarev@ihep.ru

Novoskoltsev Fyodor Nikolaevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Fedor.Novoskoltsev@ihep.ru

Liashenko Ol'ga Anatol'evna, Junior Researcher

E-mail: Olga.Liashenko@ihep.ru

Gulina Evgeniya Vladimirovna, Junior Researcher

E-mail: Evgenia.Altukhova@ihep.ru

Morozova Lyudmila Valentinivna, Engineer

E-mail: Luda.Morozova@ihep.ru

УТОЧНЕНИЕ НЕЙТРОННЫХ КОНСТАНТ КРЕМНИЯ И УРАНА НА ОСНОВЕ ИНТЕГРАЛЬНЫХ И ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

О.Н. Андрианова, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Представлены результаты анализа расчетно-экспериментальных расхождений новой оценки дифференциальных (измерения функций пропускания нейтронов через образцы кремния) и интегральных экспериментов из международного справочника оцененных критических эталонных экспериментов по безопасности, выполненных для изучения свойств топливных и конструкционных материалов, на основе которых сделаны предложения по корректировке нейтронных констант. Рассматриваемая серия исследований является примером реализации схемы совместного анализа дифференциальных и интегральных экспериментов для корректировки файлов библиотеки оцененных нейтронных данных РОСФОНД. Анализируются возможные причины расчетно-экспериментальных расхождений, связанных с неопределенностями в описании резонансной структуры нейтронных сечений и влиянием резонансных эффектов на измеряемые характеристики.

Ключевые слова: оцененные нейтронные данные, библиотека РОСФОНД, критические эксперименты, критический стенд БФС, измерения функций пропускания нейтронов.

ВВЕДЕНИЕ

На протяжении десятков лет данные по реакторно-физическим экспериментам на стендах БФС ГНЦ РФ-ФЭИ широко используются для совершенствования систем константного и программного обеспечений [1], применяемых в расчетном сопровождении энергетических и исследовательских реакторов [2]. На основании экспериментов, выполненных в разные годы на различных конфигурациях и составах активных зон БФС по изучению нейтронно-физических свойств топливных и конструкционных материалов [3 – 5], получены данные по нейтронным сечениям, которые использовались для корректировки групповой системы констант БНАБ [6] и библиотеки оцененных ядерных данных (ОЯД) РОСФОНД [7].

В работе представлены результаты исследований по анализу расчетно-экспериментальных расхождений дифференциальных (измерения функций пропускания) и интегральных экспериментов (на критических сборках БФС), выполненных для изучения свойств топливных и конструкционных материалов. На основании полученных результатов предложены корректировки нейтронных данных файлов библиотеки РОСФОНД.

© **О.Н. Андрианова, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров, 2016**

Расчеты проводились по прецизионному транспортному коду MCNP-5 [8] с поточечным представлением сечений. В приложении к задачам расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов качество расчетов, выполняемых по прецизионным кодам, определяется надежностью файлов нейтронных данных, поскольку их применение позволяет свести к минимуму методическую погрешность.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ПРОГРАММ

Интегральные эксперименты на критическом стенде БФС. В сотрудничестве с Национальной лабораторией Айдахо (INL, США) выполнена программа критических экспериментов на физическом стенде ГНЦ РФ-ФЭИ БФС-1, состоящая из двух серий [9]. Описание расчетных моделей приведено в международном справочнике оцененных критических эталонных экспериментов по безопасности International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project – ICSBEP (HEU-MET-MIXED-005 и PU-MET-MIXED-001) [10].

В первой серии исследований (БФС-79) активная зона была составлена из алюминиевых труб, заполненных таблетками металлического урана (обогащение по ядрам $^{235}\text{U} \approx 90\%$) и двуокиси кремния. Во второй серии экспериментов (БФС-81) вместо урана активная зона заполнялась таблетками плутония (обогащение по ядрам $^{239}\text{Pu} \approx 95\%$). При анализе серии экспериментов по измерению возмущения критичности путем внесения в центр этих сборок высокообогащенных по ^{235}U образцов различных размеров были получены результаты, значительно отличавшиеся от получаемых с помощью прецизионных расчетных кодов, использующих детальную зависимость нейтронных данных.

В процессе измерений на критических сборках БФС-79 и БФС-81 оказалось, что реактивность, вносимая таблетками ^{235}U (90%), становится отрицательной. Обнаруженный эффект был тщательно изучен [11]. Очевидно, что такое поведение реактивности может быть обусловлено эффектом резонансной самоэкранировки ^{235}U в промежуточном спектре нейтронов. В первую очередь, эффект отрицательной реактивности связан с составом и конфигурацией активной зоны.

В работе эксперименты на сборках БФС-79 и БФС-81, состоящих, в основном, из урана, плутония и кремния, используются для уточнения и верификации нейтронных данных резонансной области сечений урана и кремния.

Измерения функций пропускания нейтронов. В ходе выполнения работы рассмотрен большой цикл исследований по расчетному описанию экспериментов, связанных с измерениями функций пропускания нейтронных пучков импульсного быстрого реактора ИБР (г. Дубна, Россия) через образцы-фильтры ^{235}U , содержание примесей в которых не превышало 10% (^{238}U – 8.8%, ^{234}U – 1.2%). Результаты этих исследований [12] вошли в базу фундаментальных экспериментов EXFOR (No.40082.2005) [13] и в ICSBEP (FUND-JINR-1/E-MULT-TRANS-001). В экспериментах исследовались эффекты резонансной самоэкранировки образцов-фильтров ^{235}U при прохождении пучка нейтронов; энергетический интервал измеряемых функций полного пропускания лежал в интервале 0.1 – 200 кэВ.

Анализ результатов экспериментальных данных и величин $\alpha = \sigma_{\gamma}/\sigma_f$ свидетельствовал о необходимости повышения сечения захвата ^{235}U в резонансной области энергий. Результаты анализа набора бенчмарк-экспериментов урановых критических систем с быстрым и промежуточным спектрами нейтронов из ICSBEP явились поводом для пересмотра существующей оценки резонансных параметров ^{235}U в энергетическом интервале от 500 до 2500 эВ.

Проанализирован ряд исследований по измерению функции пропускания нейтронов через образцы-фильтры природного кремния в интервале энергий 0.3 – 3 МэВ. Результаты экспериментов, выполненных в 1960-х гг. в ГНЦ РФ-ФЭИ на установках

ФП-1 и ФП-2 [13], помещены в базу EXFOR (No. 40082.005).

Важность экспериментов по исследованию функций пропускания нейтронов заключается в том, что они являются основным источником информации о блокировках нейтронных сечений. На основании анализа результатов таких измерений оценивают средние резонансные параметры для файлов ОЯД в области энергий, где отсутствует прямая информация о резонансной структуре сечений.

Анализ расчетно-экспериментальных зависимостей функций пропускания пучка нейтронов через образцы различных толщин урана и кремния показал, что в случае измерений с кремнием наблюдаются существенные расхождения между расчетными и экспериментальными зависимостями в функциях полного пропускания. Такие расхождения свидетельствуют о неточностях в описании резонансной области кремния в современных библиотеках оцененных ядерных данных в интервале энергий 0.3 – 0.8 МэВ.

На основании этих экспериментальных данных был выполнен анализ резонансных параметров кремния.

МЕТОДИКИ И ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА КОРРЕКТИРОВКИ КОНСТАНТ

Совместный анализ дифференциальных и интегральных экспериментов для корректировки нейтронных констант. Одним из актуальных направлений в реакторной физике является повышение точности предсказания реакторных характеристик за счет снижения константной составляющей погрешности расчета. Поскольку проведение новых экспериментов требует существенных временных и материальных затрат, наиболее реалистичным путем снижения константной погрешности расчета реакторных функционалов является использование в расчетах оцененных нейтронных данных, полученных с учетом всей (в том числе ранее не учтенной) совокупности экспериментальной информации. Следует отметить, что выполненный цикл исследований представляет собой пример реализации подхода по уточнению нейтронных констант на основании совместного использования данных дифференциальных и интегральных экспериментов и включает в себя следующие основные этапы.

1. На основе комбинаций различных секций файлов оцененных данных, теоретических и статистических подходов формируются наборы нейтронных констант, из которых оставляются для дальнейшего рассмотрения только те, для которых отсутствуют существенные расхождения с дифференциальными экспериментами.

2. По оцененному набору нейтронных констант, выбранному с учетом погрешностей дифференциальных экспериментов, рассчитываются с использованием транспортных нейтронно-физических кодов значения и погрешности нейтронно-физических характеристик, измеренных в интегральных экспериментах на критических системах.

3. Выбор наиболее приемлемого (компромиссного) варианта нейтронных констант осуществляется по результатам комплексного сопоставления расчетно-экспериментальных расхождений для выбранной совокупности дифференциальных и интегральных экспериментов, которой предложенная оценка нейтронных констант не должна противоречить.

Расчетные модели. Расчетный анализ выполнен с помощью транспортного кода MCNP-5 и актуальных версий библиотек оцененных нейтронных данных (РОС-ФОНД2010, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2 и JENDL-4.0). Для экспериментов по измерению функций пропускания нейтронов через образцы кремния составлены прецизионные расчетные модели, подобно тому, как были составлены бенчмарк-модели экспериментов для функций пропускания через образцы урана в ICSBER. Модели для сборок БФС-79 и БФС-81 из ICSBER были дополнены расчетом скоростей реакций и центральных коэффициентов реактивности.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Корректировка нейтронных данных урана-235. На основании метода стохастической оптимизации и статистики резонансов (распределений Портера-Томаса и Вигнера) была пересмотрена оценка области резонансов ^{235}U (Л.К. Лил и др. 1997 г. [14]) в энергетическом диапазоне от 500 до 2000 эВ, что позволило уменьшить различия между расчетом и экспериментом для систем с промежуточным спектром нейтронов и объяснить выявленные эффекты (см. рис. 1), связанные с резонансной блокировкой нейтронных сечений, обнаруженной в измерениях на сборках БФС-79 и БФС-81 [15].

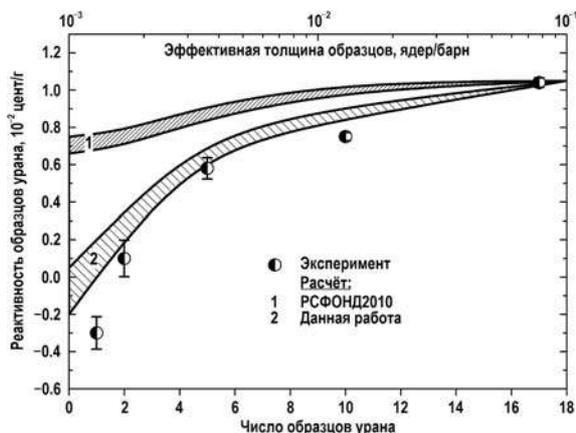


Рис.1. Эксперименты по измерению центральных коэффициентов реактивности (заштрихованные области 1 и 2 – расчетная погрешность, обусловленная неопределенностью резонансных параметров)

Корректировка нейтронных данных кремния-28. В рамках работы был выполнен подбор резонансных параметров ^{28}Si методом стохастической оптимизации для национальной библиотеки ОЯД РОСФОНД2010 так, чтобы расчетные значения зависимостей функций пропускания наилучшим образом описывали экспериментальные кривые с точки зрения минимизации расчетно-экспериментальных расхождений (рис. 2).

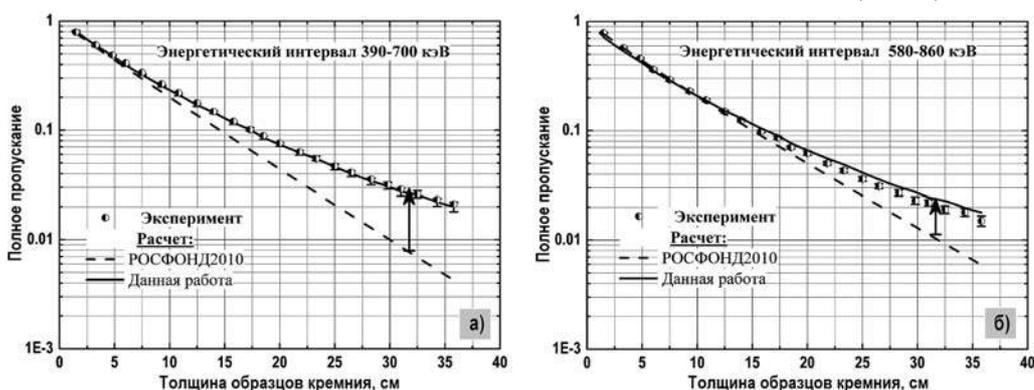


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные зависимости функции пропускания нейтронов от толщины образцов кремния, усредненные по энергетическим интервалам: а) – интервал 390 – 700 кэВ; б) – интервал 580 – 860 кэВ

Проанализированные зависимости измерений функций полного пропускания нейтронов указывают на необходимость пересмотра принятых оценок резонансных параметров кремния и проведение более детальных экспериментов по изучению энергетической зависимости нейтронных сечений в данной области энергий.

Варианты откорректированных констант были протестированы в расчетах функционалов измеряемых на сборках БФС-79 и БФС-81.

Сравнение результатов расчетно-экспериментальных расхождений реакторных фун-

кционалов для предложенных данных по ^{235}U и ^{28}Si приведено в табл. 1 и на рис. 3.

Таблица 1

Сравнение расчетно-экспериментальных расхождений реакторных функционалов для критических сборок БФС и предложенных откорректированных данных для ^{235}U и ^{28}Si

Индекс	Эксперимент [15, 16]	Оцененные нейтронные данные	Расчет/эксперимент-1, %
БФС-79-5			
$\sigma_f(^{238}\text{U}) / \sigma_f(^{235}\text{U})$	0.0150 ± 0.005	РОСФОНД2010	6.7 ± 3.8
		РОСФОНД2010+ ^{235}U	2.0 ± 3.9
		РОСФОНД2010+ ^{28}Si	5.3 ± 3.8
		РОСФОНД2010+ ^{235}U + ^{28}Si	2.6 ± 3.9
$\sigma_c(^{197}\text{Au}) / \sigma_f(^{235}\text{U})$	1.15 ± 0.05	РОСФОНД2010	-21.7 ± 4.9
		РОСФОНД2010+ ^{235}U	-4.4 ± 4.7
		РОСФОНД2010+ ^{28}Si	-2.6 ± 4.7
		РОСФОНД2010+ ^{235}U + ^{28}Si	-4.4 ± 4.7
БФС-81-1			
$\sigma_f(^{238}\text{U}) / \sigma_f(^{235}\text{U})$	0.0168 ± 0.0005	РОСФОНД2010	3.5 ± 3.2
		РОСФОНД2010+ ^{235}U + ^{28}Si	2.0 ± 3.1
$\sigma_c(^{197}\text{Au}) / \sigma_f(^{235}\text{U})$	1.11 ± 0.05	РОСФОНД2010	2.5 ± 4.2
		РОСФОНД2010+ ^{235}U + ^{28}Si	-0.2 ± 4.0

На рисунке 3 приведены расчетные значения эффективного коэффициента размножения, полученные по разным библиотекам ОЯД, в зависимости от типа конфигурации в порядке возрастания значения числа делений в тепловой области энергий (характеристика среднего спектра нейтронов по активной зоне).

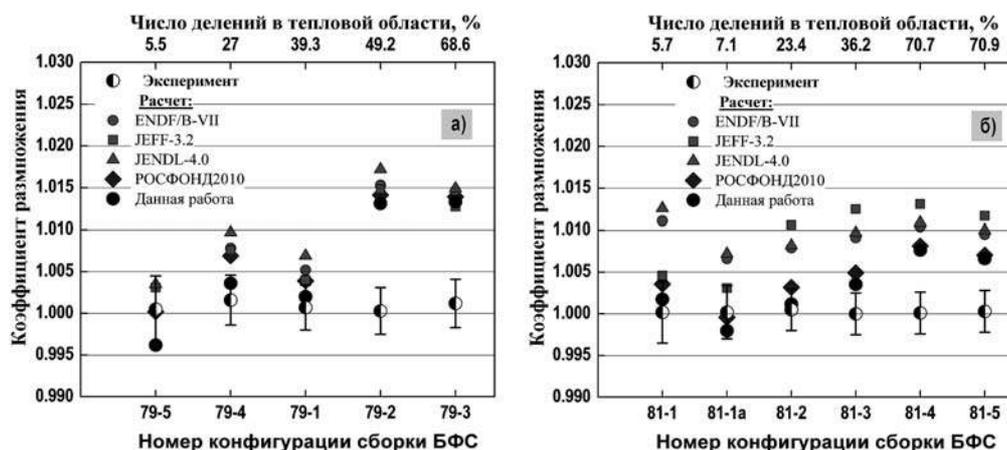


Рис. 3. Расчетные и экспериментальные коэффициенты критичности с использованием различных библиотек оцененных нейтронных данных: а) – сборки серии БФС-79; б) – сборки серии БФС-81

Из представленных результатов расчетов видно, что использование откорректированных данных позволяет значительно сократить расчетно-экспериментальные расхождения даже в эффективном коэффициенте размножения нейтронов для систем с быстрым и промежуточным нейтронными спектрами. Для систем с тепловым спектром внесённые коррективы нейтронных данных не приводят к сокращению расчетно-экспериментальных расхождений, как и следовало ожидать, поскольку изменения вносились

только в резонансную область энергии. Авторы осознают, что предложенные объяснения обнаруженных расхождений, вероятно, не единственно возможные. Очевидно, что переоценка всей резонансной области ^{235}U и ^{28}Si на основании новых экспериментальных данных по дифференциальным и интегральным экспериментам позволит в будущем избежать выявленных противоречий в описании обнаруженных экспериментальных эффектов. Тем не менее, выявленные расхождения, по мнению авторов, свидетельствуют о необходимости совершенствования знаний о резонансных эффектах сечений элементов в области энергий быстрых и промежуточных нейтронов, для которой поиск приемлемой оценки будет представлять непростую задачу.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассматриваемая серия исследований является примером реализации подхода корректировки оцененных нейтронных констант на основании результатов совместного анализа дифференциальных и интегральных экспериментов. В рамках работы выполнена новая (более детальная) оценка экспериментов по изучению резонансной структуры полного сечения кремния, выполненных на ускорительной установке Ван-де-Граафа ГНЦ РФ-ФЭИ. Представлены результаты корректировки резонансной области нейтронных сечений ^{235}U и ^{28}Si , полученные методом стохастической оптимизации для национальной системы нейтронных данных РОСФОНД, позволившие дать расчетное объяснение наблюдаемым в экспериментах эффектам резонансной самоэкранировки сечений.

Авторы выражают благодарность профессору М.Н. Николаеву и профессору В.А. Дулину за плодотворные дискуссии и помощь при выполнении работы.

Литература

1. Николаев М.Н. Константное обеспечение расчётов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. С. 5 – 16.
2. Evaluation of Proposed Integral Critical Experiments with Low-moderated MOX Fuel. Report ISBN 92-64-01049-1. NEA No. 6047 OECD 2005.
3. Кошечев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов из библиотеки РОСФОНД на интегральных экспериментах // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. С. 204 – 214.
4. Кочетков А.Л., Матвеев И.П., Рожихин Е.В., Цибуля А.М. Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №3-1. С. 99 – 108.
5. Кочетков А.Л., Матвеев И.П., Семенов М.Ю., Хомяков Ю.С., Цибуля А.М. Критические эксперименты на стенде БФС-2 в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы БН // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №2. С. 16 – 27.
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: Сер. Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1. – С. 59–103.
7. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД – Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2. С. 3–21 (доступна на сайте <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php>).
8. «MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5», Volume I (LA-UR-3-1987), Volume II (LA-CP-03-0245), Volume III (LA-CP-03-0284).
9. Nikolaev M., Tsiboulia A., Matveenko I., Briggs J.B., Dean V.F. Criticality experiments: analysis, evaluation, and programs. 4. Benchmark Experiments with Silicon Dioxide Waste Matrix. Transactions of the American Nuclear Society; v. 84; ISSN 0003-018X; Worldcat; CODEN TANSAO; 2001. PP. 280-282; American Nuclear Society 2001 Annual Meeting.
10. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).

11. Павлова О.Н., Дулин В.А. К вопросу о резонансной самоэкранировке сечений захвата и деления урана-235 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №2. С. 75 – 86.
12. Григорьев Ю.В., Сеница В.В., Борзаков С.Б., Илчев Г.Л., Файков-Станьчик Х., Пантелеев Ц.Ц., Янева Н.Б. Исследование нейтронных сечений и величины $\alpha = \sigma_a / \sigma_f$ для ^{235}U в области энергий 1 МэВ – 2 эВ // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 2000. – Вып. 1.
13. Николаев М.Н., Филиппов В.В. Измерение структуры полных сечений / Англо-советский семинар: Ядерные константы для расчета реакторов. – Дубна, 1968.
14. Leal L.C., Derrien H., Larson N.M., Guber K.H., Valentine T.E. and Sayer R.O. Nuclear Data Measurements, Analysis and Evaluation at the Oak Ridge National Laboratory in Support of Nuclear Criticality Safety. *Journal of Nuclear Science and Technology*, Supplement 2. PP. 1422-1426 (August 2002).
15. Андрианова О.Н. Методы и программы для оценки влияния неопределенностей резонансной структуры нейтронных сечений на расчетные характеристики ядерных реакторов / Дис. на соиск. учен. степ. к.т.н. по спец. 05.14.03 (22.12.2015) / НИЦ «Курчатовский институт». – Москва, 2015. – 152 с.
16. A. Tsiboulia, I. Matveenko, M. Nikolaev, PU-MET-MIXED-001. Critical Experiments with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Silicon Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2006 Edition.

Поступила в редакцию 12.03.2016 г.

Авторы

Андрианова Ольга Николаевна, старший научный сотрудник,
E-mail: oandrianova@ippe.ru

Ломаков Глеб Борисович, научный сотрудник
E-mail: glomakov@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории
E-mail: mant@ippe.ru

UDC 539.17.013

IMPROVEMENT BOTH OF SILICON AND URANIUM NEUTRON DATA BASED ON INTEGRAL AND DIFFERENTIAL EXPERIMENTS

Andrianova O.N., Lomakov G.B., Manturov G.N.

JSC «SSC RF-IPPE», 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

This paper presents the results of calculation-to-experiment discrepancy analysis for differential (neutron transmission measurements) and integral experiments from ICSBEP Handbook (series of critical assemblies BFS-79 and BFS-81) carried out at the IPPE to examine the properties of fuel and structural materials on the basis of which were made proposals to corrections of neutron cross-sections for the Russian national library of evaluated neutron data (ROSFOND). The considered study is an example of implementing the framework for co-utilization of differential and integral experiments for neutron data adjustments, which demonstrate the impact of the resonance structure in neutron cross-sections on reactor characteristics measured at the BFS facilities.

One of the current trends in reactor physics is to improve accuracy of reactor characteristics assessment by reducing the neutron data uncertainty component in the overall calculation error. Sophisticated statistical approaches have been proposed and are nowadays widely used for the assessment of reactor characteristics uncertainties

caused by nuclear data. Especially valuable is that such approaches provide capabilities to propagate point-wise nuclear data uncertainty on reactor characteristics uncertainties that allows carrying out neutron cross-sections adjustments with due account for both differential and integral experiments.

Neutron cross-sections testing and adjustments can be carried out based on new and more precise measurements of nuclear interaction characteristics as well as by means of reevaluation of the existing experimental data sets. Since the capabilities of recent experimental techniques have been virtually exhausted and carrying out new experiments requires substantial time and material expenditures, the most realistic way to reduce the neutron data uncertainty in reactor functional calculations is to use evaluated neutron data obtained by taking into account all the experimental data including previously unconsidered.

Key words: evaluated neutron data, ROSFOND library, critical experiments, BFS facility, neutron transmission.

REFERENCES

1. Nikolaev M.N. Nuclear Data for Calculations of Fast Reactors. Way to Recent State and Tasks for Future Development. *Izvestia vuzov. Yadernaja energetika*. 2013, no. 4, pp. 5–16 (in Russian).
2. Evaluation of Proposed Integral Critical Experiments with Low-moderated MOX Fuel. Report ISBN 92-64-01049-1. NEA No. 6047 OECD 2005.
3. Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. Verification of neutron data for main reactor materials from rosfond neutron data library on intergral experiments. *Izvestia vuzov. Yadernaja energetika*. 2014, no. 1, pp. 204–214 (in Russian).
4. Kochetkov A.L., Matveenko I.P., Rozhikhin E.V., Tsiboulia A.M. Experiments within maintenance of placement MOX-fuel in reactors VVER]. *Izvestia vuzov. Yadernaja energetika*. 2007, no. 3-1, pp. 99–108 (in Russian).
5. Kochetkov A.L., Matveenko I.P., Semenov M.Ju., Khomiakov Yu.S., Tsiboulia A.M. Critical experiments on BFS-2 facility within maintenance of placement MOX-fuel in reactors BN. *Izvestia vuzov. Yadernaja energetika*. 2007, no. 2, pp. 16–27 (in Russian).
6. Manturov G., Nikolaev M., Tsiboulia A. ABBN-93 Group Constants System. Part 1: Nuclear Constants for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki: Ser. Yadernye konstanty*. 1996, v. 1, pp. 59–103 (in Russian).
7. Zabrodskaia S.V., Ignatiuk A.V., Koshcheev V.N., Manokhin V.N., Nikolaev M.N. Proniaev VG ROSFOND – The National Library of evaluated neutron data. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser. Yadernye konstanty*. 2007, iss. 1-2, pp. 3–21 (in Russian).
8. “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5”, Volume I (LA-UR-3-1987), Volume II (LA-CP-03-0245), Volume III (LA-CP-03-0284).
9. Nikolaev M., Tsiboulia A., Matveenko I., Briggs J.B., Dean V.F. Criticality experiments: analysis, evaluation, and programs. 4. Benchmark Experiments with Silicon Dioxide Waste Matrix. *Transactions of the American Nuclear Society*; v. 84; ISSN 0003-018X; Worldcat; CODEN TANSO; 2001; pp. 280-282; American Nuclear Society 2001 Annual Meeting.
10. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).
11. Pavlova O.N., Doulin V.A. About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235]. *Izvestia vuzov. Yadernaja energetika*. 2006, no. 2, pp. 75-84 (in Russian).
12. Grigor'ev Yu.V., Sinica V.V., Borzakov S.B., Ilchev G.L., Fajkov-Stan'chik H., Pantelev C.C., Janeva N.B. Issledovanie nejtronnyh sechenij i velichiny $\alpha = \sigma_f / \sigma_{tot}$ dlya ^{235}U v oblasti energij 1 MeV – 2 eV. [The study of neutron cross sections and the alpha - value for ^{235}U in the energy region from 1 MeV -to 2 eV] *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser. Yadernye konstanty*. 2000, v. 1, pp. 3–9 (in Russian).
13. Nikolaev M.N., Filippov V.V. Measurement of Total Cross-section Structure. Conf: Nuclear Data for Computations Sem. Dubna, Joint Institute for Nuclear Research, 1968.

14. Leal L.C., Derrien H., Larson N.M., Guber K.H., Valentine T.E. and Sayer R.O. Nuclear Data Measurements, Analysis and Evaluation at the Oak Ridge National Laboratory in Support of Nuclear Criticality Safety. *Journal of Nuclear Science and Technology*. Supplement 2, pp. 1422-1426 (August 2002).

15. Andrianova O.N. *Metody i programmy dlya ocenki vliyaniya neopredelennostej rezonansnoj struktury neitronnykh sechenij na raschetnye harakteristiki yadernykh*. [Methods and codes to assess the impact of uncertainties in the resonance structure of neutron cross sections on nuclear reactors characteristics Cand. tech. sci. diss.]. Moscow. NRC «Kurchatov Institute». 2015, 152 p. (in Russian)].

16. Tsiboulia A., Matveenko I., Nikolaev M., PU-MET-MIXED-001. Critical Experiments with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Silicon Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2006 Edition.

Authors

Andrianova O'l'ga Nikolaevna, Senior Researcher

E-mail: oandrianova@ippe.ru

Lomakov Gleb Borisovich, Researcher

E-mail: glomakov@ippe.ru

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of Laboratory

E-mail: mant@ippe.ru

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ ОПТИМИЗАЦИИ ДЛЯ ЗАДАЧ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СРЕДЫ MESSAGE

*А.А. Андрианов, И.С. Купцов, Т.В. Утянская
НИЯУ «МИФИ», 115409, г. Москва, Каширское ш., 31*



Описываются разработанные для оптимизационной среды энергетического планирования МАГАТЭ MESSAGE дополнительные вычислительные модули, предназначенные для многокритериальной и робастной оптимизации сценариев развертывания ядерно-энергетических систем с учетом неопределенностей в технико-экономических параметрах. Показаны результаты применения модулей в исследованиях по многокритериальной оптимизации структуры ядерной энергетики (ЯЭ). Разработанный инструментарий позволяет найти компромиссы между конфликтующими системными факторами, определяющими развитие ЯЭ, провести сравнительный многокритериальный анализ вариантов развития ЯЭ с учетом неравновесной динамики развития, особенностей структуры и организации топливного цикла и наиболее значимых системных ограничений.

Применение методов многокритериальной и робастной оптимизации, а также статистических методов позволяет выработать более обоснованные суждения относительно привлекательности возможных структур ЯЭ при сопоставлении альтернативных вариантов развития. Разработанный инструментарий на базе программных средств МАГАТЭ позволяет определить варианты стратегий развития ЯЭ по совокупности конфликтующих системных факторов с учетом неопределенностей в основных технико-экономических параметрах.

Ключевые слова: энергетическое планирование, многокритериальная оптимизация, ядерно-энергетическая система, ядерный топливный цикл, неопределенность.

ВВЕДЕНИЕ

Задача оценки эффективности направлений совершенствования и оптимизации параметров объектов, технологий и структур ядерной энергетики (ЯЭ) является многокритериальной [1 – 4]. Эффективность ядерно-энергетической системы (ЯЭС) определяется широким спектром критериев, характеризующих безопасность, потребление ресурсов, экономику, риски несанкционированного распространения и обращения с отходами. При определении приоритетов развития ядерных технологий и сопоставлении инновационных ЯЭС необходимо учитывать конфликтующий характер критериев, поскольку улучшение значения одного из критериев приводит, как правило, к ухудшению значений других.

© А.А. Андрианов, И.С. Купцов, Т.В. Утянская, 2016

С ограниченностью области применения расчетных моделей связана проблема получения итогового результата, определяющего наиболее эффективный вариант развития ЯЭС, где до настоящего времени не было общепризнанных алгоритмов и методических подходов. Решение задачи оценки эффективности направлений совершенствования и оптимизации параметров объектов и технологий ЯЭ в многокритериальной постановке позволило бы осуществить поиск согласованных технических, институциональных, структурных решений, определить компромиссные значения параметров системы, сбалансированных по различным выгодам и рискам, провести сравнительный многокритериальный анализ возможных альтернативных вариантов с количественной оценкой их сильных и слабых сторон.

Для повышения степени обоснованности суждений, формируемых на основе расчетов, необходим анализ неопределенностей. Результаты отдельного расчета не являются абсолютно точными, так как всегда содержат неопределенности. Поэтому актуальной становится задача определения интервала, в котором может находиться оцениваемая величина, характеризующая отклик системы на изменение параметров расчетной модели в пределах их неопределенностей.

Возникла необходимость в разработке специального инструментария для проведения исследований по многокритериальной оценке эффективности ЯЭС на национальном и глобальном уровнях, позволяющих определить согласованные стратегии развития по совокупности конфликтующих системных факторов с учетом неопределенностей в основных технико-экономических параметрах. В рамках работ по разработке методов, алгоритмов и информационно-аналитических систем многокритериальной оценки эффективности направлений совершенствования и оптимизации параметров объектов и технологий ЯЭ созданы дополнительные программные модули для оптимизационной среды энергетического планирования МАГАТЭ MESSAGE [5, 6], позволяющие расширить спектр ее возможных приложений. Эти модули реализуют многокритериальную оптимизацию, направленную на сопоставление эффективности ЯЭС и оценку влияния неопределенностей в параметрах расчетной модели на результаты расчетов. В статье дано краткое описание разработанных программных модулей и приведены демонстрационные результаты расчетов, полученных с использованием созданных инструментов оптимизации структур ЯЭС в условиях многокритериальной оценки и неопределенностей.

МЕТОДЫ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНОЙ ОПТИМИЗАЦИИ И ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

Многокритериальная оптимизация – это область теории принятия решений при многих критериях, где количество альтернатив явно не задано. Любая возможная альтернатива в каждом случае может быть найдена посредством математического моделирования. Как правило, количество возможных альтернатив либо бесконечно большое и несчетное (когда некоторые переменные модели непрерывны), либо очень большое и счетное (когда все переменные модели дискретны).

Разработан широкий спектр методов решения задач многокритериальной оптимизации. Один из подходов к классификации данных методов основан на способах использования информации о предпочтениях лица, принимающего решения. В соответствии с этой классификацией выделяются априорные, апостериорные, адаптивные и интерактивные классы методов [7]. В основе большинства современных методов принятия решений при многих критериях лежит понятие множества неуплучшаемых решений – множества Парето.

На основании неопределенности в технико-экономических параметрах и особенности функционирования объектов и технологий ЯЭ решение задач оптимизации параметров в многокритериальной постановке может повысить степень обоснованности суждений, делаемых на основе расчетов. Методы учета неопределенности базируются на интервальной алгебре, нечетких множествах, вероятностных методах и методах Монте-Карло.

Применение методов робастной и стохастической оптимизации [8, 9] является перспективным направлением при разработке оптимизационных моделей планирования, позволяющих решить ряд проблем, связанных с учетом неопределенностей в рамках классических детерминистических методов оптимизации, требующих значительного объема точно заданных исходных данных, что практически неосуществимо. Во многих случаях даже небольшая неопределенность в исходных данных может сделать решение задачи недопустимым.

Стохастическая и робастная оптимизация являются взаимодополняющими подходами к учету неопределенности данных в задачах оптимизации; каждый из них обладает как преимуществами, так и недостатками. Эти виды оптимизации позволяют находить решение, имеющее «иммунитет» к варьированию данных в их диапазонах неопределенности. При стохастической оптимизации неопределенные значения данных предполагаются случайными и подчиняются известному закону распределения. При робастной оптимизации закон распределения неопределенных величин считается неизвестным. Решение задачи стохастической оптимизации будет верным с некоторой вероятностью, в то время как решение задачи робастной оптимизации будет оптимальным и допустимым для любых значений неопределенных данных из заданного множества.

Для реализации методов многокритериальной оптимизации и учета неопределенности в задачах динамической оптимизации необходимы серийные вычисления с различными значениями переменных параметров модели ЯЭС. Разработка динамической модели ЯЭС является отдельной задачей, для решения которой существует большое количество программных пакетов. Одним из таких пакетов для исследования в области ЯЭС и ЯТЦ является среда энергетического планирования МАГАТЭ MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts) – крупномасштабная динамическая системно-инженерная оптимизационная модель для средне- и долгосрочного энергетического планирования, анализа энергетической политики и разработки сценариев развития энергетики [5, 6, 10]. В начале 2000-х гг. в МАГАТЭ был инициирован проект по оказанию помощи странам-участницам в освоении MESSAGE и разработан пользовательский интерфейс для MESSAGE V – последней версии, приобретенной у Института прикладного системного анализа (IIASA, Австрия), позволяющей пользователю сформулировать задачу линейного программирования, найти оптимальное решение и обработать результаты.

МОДУЛИ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНОЙ ОПТИМИЗАЦИИ И УЧЕТА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ДЛЯ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ СРЕДЫ MESSAGE

С учетом растущих потребностей в инструментах решения задач оптимизации структур ЯЭС в многокритериальной постановке в 2009 г. была инициирована разработка дополнительных модулей, предназначенных для проведения многокритериальной оптимизации и учета неопределенностей в среде MESSAGE [11]. Были разработаны и программно реализованы шесть модулей, расширяющих спектр возможных приложений среды.

Разработан также набор базовых вычислительных схем открытых и замкнутых ЯТЦ (U, U-Pu, U-Pu-Th) в среде MESSAGE, адаптированных под задачи многоцелевой оптимизации и расчетов материальных потоков в ЯТЦ стационарной и развивающейся ЯЭ на национальном и глобальном уровнях. Эти схемы могут использоваться для решения задач многокритериальной оптимизации и оценки влияния неопределенностей на структуру ЯЭС.

ССМ – модуль метода критериальных ограничений. Достижение оптимального значения нескольких показателей одновременно, как правило, неосуществимо. Поэтому в качестве выхода из такого положения предлагается реализация требования поддерживать ряд показателей на уровне не ниже приемлемого, а выбранный показатель устремить к его экстремальному значению. Ограничивающие уровни являются параметрами задачи. Придавая им всевозможные значения из диапазона от абсолютного мини-

му до абсолютного максимума соответствующего показателя на исходном множестве допустимости, можно получить все эффективные (недоминируемые по Парето) решения.

Для реализации метода критериальных ограничений в среде MESSAGE необходимо иметь возможность вводить информацию в модель развивающейся ЯЭ о совокупности дополнительных ограничений и соответствующих ограничивающих уровнях. Совокупность специфических для ЯЭС ограничений (общее количество ОЯТ и делящихся материалов в ЯТЦ, ограничения на мощности чувствительных предприятий ЯТЦ и др.), связывающих воедино различные переделы ЯТЦ в различные временные моменты, оказывается не всегда возможным внести непосредственно из среды MESSAGE из-за первоначальной ориентированности среды под описание систем традиционной энергетики. Трудоемкой при работе в среде является процедура генерации набора сценариев, отличающихся значениями ограничивающих уровней. Для решения этой проблемы был разработан специализированный модуль CCM (Criteria Constrains Method), позволяющий внести необходимые изменения в исходную модель и создать на ее основе набор сценариев для реализации метода критериальных ограничений [12, 13].

ParSAM – модуль метода достижимых целей. Метод достижимых целей был разработан исследовательской группой ВЦ РАН [7]. Основой метода является визуализация множества возможных (достижимых) векторов с использованием графических двумерных сечений. Метод предназначен, в основном, для сложных в вычислительном отношении случаев бесконечного числа возможных решений и векторов. Один из недостатков метода целевого программирования, на преодоление которого направлен данный метод, заключается в том, что идеальный вектор задается без учета реальных возможностей системы. Поэтому достижимые значения показателей, даже наиболее близкие к заданному идеалу, могут оказаться далекими от него. В соответствии с методом достижимых целей участникам процесса принятия решений в наглядной доступной для восприятия форме представляется множество реально достижимых векторов. Среди них можно выбрать определенное компромиссное решение.

Программный модуль ParSAM (Pareto Set Approximation Module) для среды MESSAGE предназначен для автоматизации аппроксимации и визуализации множества Парето. С помощью ParSAM пользователь может сформировать набор задач линейного программирования базового проекта, основанных на методе линейной свертки критериев, решение которых соответствует условию парето-эффективности. По созданному исходному набору данных модуль позволяет осуществить серийные расчеты, обработать результаты расчетов и представить их в табличном и графическом виде. Все исходные, промежуточные и итоговые файлы согласованы с форматами файлов среды MESSAGE, что позволяет, в случае необходимости, внести необходимые корректировки из среды.

NESI – модуль описания ядерно-энергетических систем. Комплекс MESSAGE, представляя собой гибкую среду для спецификации систем энергетики, не адаптирован в полной мере под описание особенностей ЯЭС. Потребности в услугах как начальной, так и заключительной стадий ЯТЦ определяются характеристиками ядерно-энергетической установки и ее топливообеспечения. Все остальные параметры системы могут быть рассчитаны при известных значениях этих величин и минимальном наборе дополнительных. В то же время при непосредственной работе в оболочке MESSAGE внесение этих параметров должно происходить независимо, что осложняет работу с моделью и создает предпосылки для возникновения ошибок. По этой причине был создан адаптированный под описание ЯЭС интерфейс к среде энергетического планирования MESSAGE – NESI (Nuclear Energy System Interface), обеспечивающий более удобный процесс описания элементов ЯЭС.

GRS – модуль метода GRS. Модуль дает возможность анализа неопределенностей, что важно для повышения степени обоснованности суждений, основанных на выполненных вычислениях. Этот модуль базируется на методике статистического анализа, предложенной в [14]. GRS позволяет определить интервал, в котором будет находиться

ся оцениваемая величина, характеризующая отклик системы на изменение параметров в пределах их неопределенностей.

RFC– модуль стохастического подхода к учету рисков недооценки стоимости новых технологий. Одним из недостатков детерминистической модели оптимизации является необходимость использования точечных оценок для технологических характеристик и ряда других важных системных параметров. Возможным подходом к учету рисков, связанных с недооценкой стоимости будущих технологий, является модель, предложенная в специальной стохастической версии MESSAGE, которая, однако, ограничена учетом неопределенностей в капитальных затратах. Основным достоинством такого подхода является то, что вычислительная сложность его реализации остается сопоставимой с оригинальной детерминистской моделью [15]. В модуле RFC реализован данный стохастический подход к учету неопределенностей в стоимости услуг ЯТЦ и реакторных технологий.

ROM– модуль робастной оптимизации. В среде MESSAGE реализована детерминистская линейная оптимизационная модель ЯЭС, в которой не предусмотрено задание неопределенностей исходных данных. Принимая во внимание то, что даже небольшое варьирование данных может существенно повлиять на решение, возникает необходимость предусмотреть возможность получения такого решения, которое имело бы определенный «иммунитет» к неопределенностям параметров задачи. Целью методов робастной оптимизации является получение такого решения, которое было бы допустимо при номинальных значениях параметров и при любых значениях параметров из множества неопределенностей [8, 9]. Метод робастной оптимизации реализован в модуле ROM.

Описанные модули предоставляют возможность на основе исходного проекта провести серию расчетов, обработать результаты вычислений и представить их в табличном и графическом видах. Все исходные файлы, файлы промежуточных и конечных результатов записаны в форматах, совместимых с форматами MESSAGE, что обеспечивает согласованную работу всех модулей среды.

Разработанный программный инструментариум позволяет решать задачи оптимизации структуры ЯЭ в многокритериальной постановке. Это дает возможность поиска компромиссов между конфликтующими системными факторами, определяющими развитие ЯЭ, проведения сравнительного многокритериального анализа вариантов развития ЯЭ с учетом неравновесной динамики развития, особенностей структуры и организации ЯТЦ и наиболее значимых системных ограничений.

ДЕМОНСТРАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ПРИМЕНЕНИЯ ПРОГРАММНЫХ МОДУЛЕЙ

Результаты, демонстрирующие работоспособность разработанных модулей, получены в серии исследований по многокритериальному сравнительному анализу эффективности ЯЭС с учетом неопределенностей в стоимостных данных. Согласно результатам исследований, технологически диверсифицированная структура ЯЭС, в которой присутствует несколько технологий, может обеспечить синергетический эффект в части повышения устойчивости и улучшения эффективности функционирования системы.

На рисунке 1 показана схема гипотетической модели российской ЯЭС. На основе этой модели проведен поиск сбалансированных структур ЯЭ по набору конфликтующих критериев, позволяющих определить экономически эффективные структуры ЯЭС, способствующие сокращению потребления урана, объемов нарабатываемого ОЯТ, рисков распространения вторичных делящихся материалов и мощностей по их производству. Все предположения, которые были сделаны при составлении гипотетической модели российской ЯЭС (спрос на электроэнергию, ресурсы урановой руды, особенности ЯТЦ и др.), описаны в [10, 16, 17].

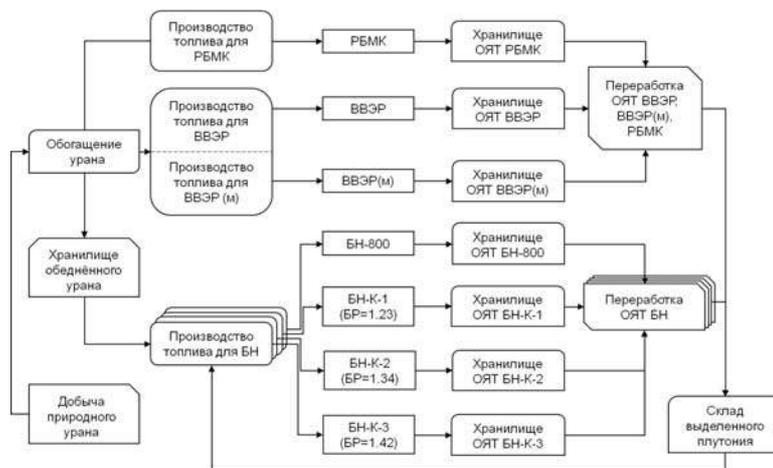


Рис.1. Структура гипотетической российской ЯЭС с различными типами реакторов

Экономически эффективное снижение потребления природного урана. Экономически эффективные структуры ЯЭС, обеспечивающие максимально возможное снижение потребления урана при заданном уровне затрат, могут быть получены путем решения двухкритериальной оптимизационной задачи с минимизацией критериев «суммарные приведенные системные затраты» и «полное потребление природного урана». Кривая критериальных замещений, демонстрирующая прирост в полных дисконтированных затратах, вызванный необходимостью снижения потребления урана, может использоваться для выбора приемлемой при заданном уровне затрат структуры ЯЭС, обеспечивающей максимально возможное снижение потребления урана. Четыре структуры ЯЭС для различных точек на кривой критериальных замещений показаны на рис. 2.

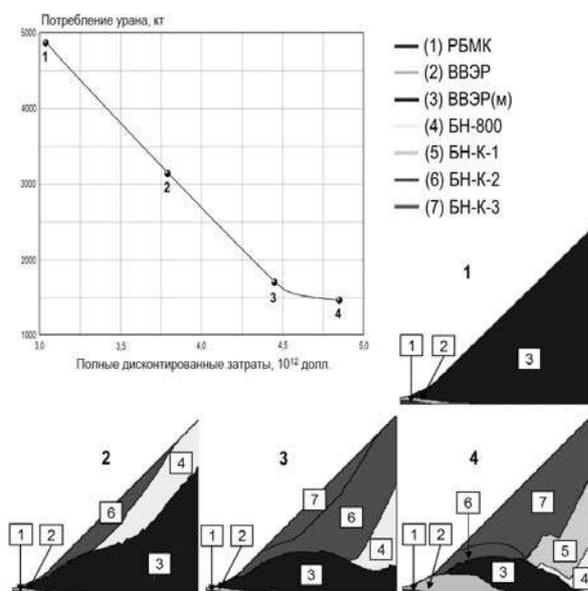


Рис. 2. Кривая критериальных замещений «потребление урана - полные дисконтированные затраты» и некоторые структуры ЯЭ, удовлетворяющие условию парето-оптимальности

Экономически эффективные стратегии обращения с плутонием и сравнение структур ЯЭС по индикаторам риска несанкционированного распространения. Экономически эффективные стратегии обращения с плутонием могут быть определены

при решении оптимизационной задачи, в которой минимизируются критерии «суммарные приведенные системные затраты» и «индекс риска распространения плутония» (агрегация различных материальных потоков плутония с заданными весами). Кривая критериальных замещений, соответствующая условию парето-оптимальности, определяет дополнительные затраты, возникающие при необходимости реализации мероприятий по вовлечению плутония в энергопроизводство с целью уменьшения риска несанкционированного распространения плутония (рис. 3).

Результаты расчетов показывают, что различные структуры ЯЭС сопоставимы по индикаторам «суммарный объем делящихся материалов в ЯТЦ» и «суммарные мощности по производству делящихся материалов». Улучшение по одному индикатору приводит к ухудшению по другому. Конфликтная природа критериев приводит к невозможности однозначно заключить, какие структура ЯЭС и тип ЯТЦ были бы наиболее перспективны с точки зрения снижения риска несанкционированного распространения, основываясь только на оценке материальных потоков, не прибегая к детальному анализу пролиферационных сценариев с учетом функционирования существующих национальных и международных систем поддержки режима нераспространения.



Рис.3. Кривая критериальных замещений и стратегии обращения с плутонием

Комплексные экономически эффективные способы снижения сопряженных рисков. Чтобы в общем случае определить комплексные экономически эффективные структуры ЯЭС, способствующие снижению сопряженных рисков, необходимо рассмотреть задачу многокритериальной оптимизации с n критериями, характеризующими затраты, и другие критерии, характеризующие технологические аспекты системы и сопряженные риски. Такие сбалансированные структуры ЯЭС находятся на n -мерной поверхности недоминируемых решений, где n – число критериев, а n -мерная поверхность представляет собой обобщение кривой критериальных замещений двумерного случая. Такая поверхность позволяет определить дополнительные затраты, вызванные проведением комплексных мероприятий по изменению структуры ЯЭС с целью повышения эффективности системы посредством, например, снижения потребления урана, рисков несанкционированного распространения и накопления ОЯТ.

На рисунке 4 представлены результаты решения задачи с четырьмя критериями, характеризующими суммарные приведенные затраты, общий расход урана, общее количество ОЯТ, суммарные мощности по производству делящихся материалов. Результаты многокритериальной оптимизации показывают, что компромиссные структуры ЯЭС, сбалансированные по различным затратам и рискам, всегда имеют технологически диверсифицированную структуру с разными типами реакторов, что способно обеспечить экономически эффективный способ (при минимальных затратах, обеспечивающих максимальный эффект) снижения рисков.

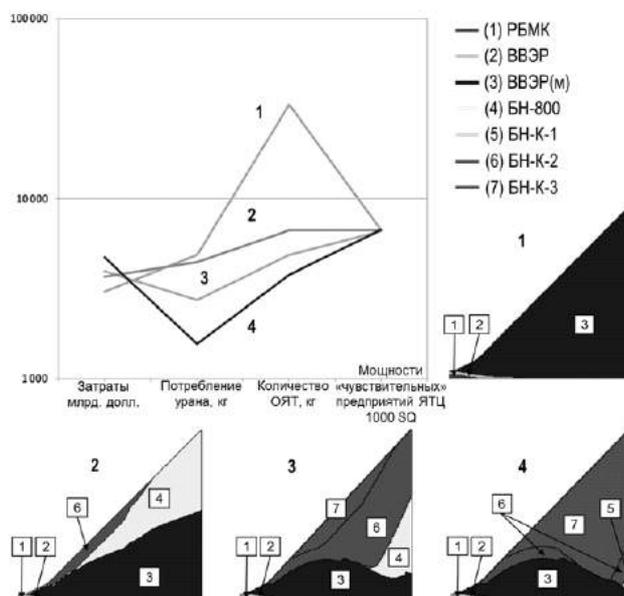


Рис. 4. Профили альтернатив и четыре возможные структуры ЯЭС для четырехкритериальной задачи оптимизации, удовлетворяющие условию парето-оптимальности

Влияние неопределенности в удельных затратах на услуги ЯТЦ и сооружение реакторных установок на приведенные затраты и структуру ЯЭС. Неопределенности в значениях удельных дисконтированных затрат (УДЗ) на всю программу развития одно- и двухкомпонентной ЯЭС, рассчитанные с учетом неопределенностей в удельных затратах на услуги ЯТЦ и сооружение реакторных установок, в соответствии с данными из международных источников [18] для двух различных ЯЭС представлены в табл. 1. Расчеты, выполненные с использованием модуля GRS, показывают, что рассмотренные ЯЭС статистически неразличимы по критерию УДЗ, так как 90%-ые доверительные интервалы неопределенностей значений этого критерия для рассмотренных ЯЭС перекрываются. Следовательно, невозможно сделать однозначное суждение о перспективности той или иной ЯЭС по экономическим показателям с учетом существующих неопределенностей в стоимостных данных.

Таблица 1

Рассмотренные ЯЭС и удельные дисконтированные затраты

Тип ЯЭС	УДЗ, цент/кВт ч
Ресурсы урана неограничены, однокомпонентная ЯЭС, открытый ЯТЦ	1.66 ± 0.185
Ресурсы урана ограничены (1.2 млн. т), двухкомпонентная ЯЭС, замкнутый ЯТЦ	1.76 ± 0.143

Применение в среде MESSAGE модулей RFC и ROM показывает, что стратегии разветвления ЯЭС, полученные в результате стохастической и робастной оптимизации, удовлетворяют требованию технологической диверсификации без добавления в модель внешних ограничений. Структуры ЯЭС в этом случае включают в себя большее количество реакторных технологий, чем структуры ЯЭС, полученные в результате детерминистического подхода, а также они обладают большей устойчивостью к варьированию основных параметров модели. Стратегии, полученные в рамках стохастического подхода, являются экономически более выгодными по сравнению со стратегиями, полученными на основании детерминистического подхода.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение методов многокритериальной и робастной оптимизации, а также статистических методов оценки влияния неопределенности в основных параметрах системы при проведении системно-аналитических и прогнозных исследований в обоснование стратегий развития ЯЭ обеспечивает возможность выработки более обоснованных и взвешенных суждений относительно привлекательности возможных структур ЯЭ вследствие учета всех факторов, как положительно, так и отрицательно влияющих на развертывание ЯЭС при сопоставлении альтернативных вариантов развития. Разработанный инструментарий на базе программных средств МАГАТЭ позволяет определить компромиссные стратегии развития ЯЭ по совокупности конфликтующих системных факторов с учетом неопределенностей в основных технико-экономических параметрах системы.

Литература

1. *Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M.* Towards sustainable nuclear power development. // International journal for nuclear power, 2014. -Vol.59. Iss. 5. -PP.287-293.
2. *Andrianov A.A., Kanke V.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M.* Reexamining the Ethics of Nuclear Technology // Science and Engineering Ethics, 2015, 21(4). PP. 999-1018, DOI: 10.1007/s11948-014-9578-0.
3. *Andrianov A., Kuznetsov V., Kuptsov I., Fesenko G.* INPRO activities on development of advanced tools to support judgement aggregation for comparative evaluation of nuclear energy systems, Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2014, Article ID 910162, 15 pages, 2014. DOI: 10.1155/2014/910162.
4. *Kuznetsov V., Fesenko G., Schwenk-Ferrero A., Andrianov A., Kuptsov I.* Innovative Nuclear Energy Systems: State-of-the Art Survey on Evaluation and Aggregation Judgment Measures Applied to Performance Comparison // Energies. -2015. -Vol. 8. -PP. 3679-3719.
5. *Messner S., Strubergger M.* User's guide for MESSAGE III, WP-95-69, IIASA, 1995.
6. MESSAGE – “Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts. User Manual” (DRAFT), International Atomic Energy Agency: Vienna, Austria.
7. *Lotov A.V., Bushenkov V.A., Kamenev G.K.* Interactive Decision Maps: Approximation and Visualization of Pareto Frontier, Norwell, Kluwer Academic Publishers, 2004.
8. *Ben-Tal A., Nemirovski A.* Robust solution to uncertain programs, Oper. Res., -1999. -Lett. 25. -PP. 1–13.
9. *Bertsimas D., Sim M.* The price of robustness // Operations Research. -2004. -Vol.52(1). -PP. 35-53.
10. *Андрюанов А.А., Коровин Ю.А., Федорова Е.В.* Оптимизация систем ядерной энергетики в среде энергетического планирования MESSAGE / Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012. – 132 с.
11. *Andrianov A.* Approaches and Software for Multi-Objective Optimization of Nuclear Power Structures / *Sustainability*. -2012. -Iss.4. -PP. 721-739. (Special Issue Sustainable Nuclear Energy).
12. *Андрюанов А.А., Коровин Ю.А., Федорова Е.В.* Метод критериальных ограничений в задачах оптимизации структуры глобальной ядерной энергетики в среде MESSAGE // Известия вузов. Ядерная энергетика. -2010. -№2., -С. 165-175.
13. *Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E.* Closed nuclear fuel cycles with fast reactors: scenarios of worldwide nuclear power expansion, Paper 9231. Proceedings of Global 2009. Paris, France, 2009.
14. *Glaeser H.* GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications // Science and Technology of Nuclear Installations. –2008. –Vol. 2008. – Article ID 798901. – P. 7. DOI: 10.1155/2008/798901.
15. *Golodnikov A., Gritsevskii A., Messner S.* A stochastic version of the dynamic linear programming model MESSAGE III., Laxenburg, Austria: IIASA, 1995.
16. *Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E.* Advanced Nuclear Fuel Cycle Modeling – an Expanded MESSAGE V Framework, Proceedings of Global 2011, Paper 392523, Makuhari Messe, Japan, 2011.
17. *Андрюанов А.А., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Рачкова Е.Н., Федорова Е.В.* Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №2. – С. 156-164.
18. *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management*, OECD and NEA, Nuclear Development, OECD Publishing, Paris.

Поступила в редакцию 17.03.2016 г.

Авторы

Андрианов Андрей Алексеевич, доцент, канд. техн. наук

E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Купцов Илья Сергеевич, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: iliya kuptsov_iliya@list.ru

Утянская Татьяна В.,

E-mail: tyutua@gmail.com

UDC 621.039.003

APPLICATION OF OPTIMIZATION METHODS FOR NUCLEAR ENERGY SYSTEM PERFORMANCE ASSESSMENT BY THE MESSAGE SOFTWARE

Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Utianskaia T.V.

NRNU «MEPhI». 31 Kashirskoe sh., Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

The future nuclear energy systems should meet the following basic requirements: to be resource-sufficient and produce a low amount of wastes in the long run; to be cost effective; to maintain the necessary level of safety and reliability; to ensure the effective resistance to nuclear weapons proliferation. Considering the significant uncertainty specific to the problem field, the uncertainty analysis is another inevitable step expected to provide better grounds for judgments. Uncertainties may not be ignored in the assessment process and their examination should enable the decision maker to reach a conclusion regarding the stability of results.

This paper delineates the multi-objective optimization and uncertainty treatment modules for the IAEA energy planning software MESSAGE intended for multi-objective optimization and sustainability assessments of innovative nuclear energy systems with account of uncertainty. Some results of implementation of these tools for multi-objective nuclear energy system optimization studies are presented. The developed software allows searching for compromises between the conflicting factors that determine the nuclear energy systems' effectiveness and calculating corresponding trade-off rates; carrying out comparative multi-criteria analysis of alternatives as well as choosing, ranking, and sorting corresponding options taking into account the evolution dynamics, structure and organization of a nuclear fuel cycle and the most important system constraints and restrictions. The application of the state-of-the-art multi-objective optimization and uncertainty treatment methods for integrated, analytical and foresight studies on a nuclear energy system deployment provide added values to an analysis of possible options and give reasonable stable well-interpreted and decision-making oriented results clarifying the pro and cons of considered alternatives on quantitative methodologically-proven and well-elaborated foundations. Wide application of these techniques allows searching for compromises between the conflicting factors that determine nuclear energy system performance, calculating corresponding trade-off rates as well as carrying out comparative multi-criteria alternative analyses, choosing, ranking, and sorting corresponding options.

Key words: Energy planning, multi-criteria optimization, nuclear energy system, nuclear fuel cycle, uncertainty.

REFERENCES

1. Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Towards sustainable nuclear power development, atw: *International journal for nuclear power*. 2014, v.59, iss. 5, pp. 287-293.
2. Andrianov A.A., Kanke V.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Reexamining the Ethics of Nuclear

Technology, *Science and Engineering Ethics*. 2015, 21(4), pp. 999-1018, DOI 10.1007/s11948-014-9578-0.

3. Andrianov A., Kuznetsov V., Kuptsov I., Fesenko G. INPRO activities on development of advanced tools to support judgement aggregation for comparative evaluation of nuclear energy systems. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2014, v. 2014, Article ID 910162, 15 pages. DOI: 10.1155/2014/910162.

4. Kuznetsov V., Fesenko G., Schwenk-Ferrero A., Andrianov A., Kuptsov I. Innovative Nuclear Energy Systems: State-of-the Art Survey on Evaluation and Aggregation Judgment Measures Applied to Performance Comparison. *Energies*, 2015, v. 8, pp. 3679-3719.

5. Messner S., Strubergger M. User's guide for MESSAGE III, WP-95-69, IIASA, 1995.

6. MESSAGE – "Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts. User Manual" (DRAFT), International Atomic Energy Agency: Vienna, Austria.

7. Lotov A.V., Bushenkov V.A., Kamenev G.K. Interactive Decision Maps: Approximation and Visualization of Pareto Frontier, Norwell, Kluwer Academic Publishers, 2004.

8. Ben-Tal A., Nemirovski A. Robust solutions to uncertain programs. *Oper. Res.*, 1999, Lett. 25, pp. 1–13.

9. Bertsimas D., Sim M. The price of robustness. *Operations Research*, 2004, 52(1) pp. 35-53.

10. Andrianov A.A., Korovin Yu.A., Fedorova E.V. Optimization of nuclear energy systems by means of the energy planning tool MESSAGE. Obninsk. INPENRNUMEPHI Publ., 2012. 132 p. (in Russian).

11. Andrianov A.A. Approaches and Software for Multi-Objective Optimization of Nuclear Power Structures. *Sustainability*. 2012, no. 4, pp. 721-739. (*Special Issue Sustainable Nuclear Energy*).

12. Andrianov A.A., Korovin Yu.A., Fedorova E.V. The Method of Criteria Constraints for Optimization of Global Nuclear Energy System Structures by using MESSAGE. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*, 2010, no. 2, pp. 165-175 (in Russian).

13. Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E. Closed nuclear fuel cycles with fast reactors: scenarios of worldwide nuclear power expansion, Paper 9231. Proceedings of Global 2009. Paris, France, 2009.

14. Glaeser H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2008, v. 2008, Article ID 798901, p. 7, DOI: 10.1155/2008/798901

15. Golodnikov A., Gritsevskii A., Messner S. A stochastic version of the dynamic linear programming model MESSAGE III., Laxenburg, Austria: IIASA, 1995.

16. Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E. Advanced Nuclear Fuel Cycle Modeling – an Expanded MESSAGEV Framework, Proceedings of Global 2011, Paper 392523, Makuhari Messe, Japan, 2011.

17. Andrianov A.A., Korobeinikov V.V., Poplavskaya E.V., Rachkova E.N., Fedorova E.V. Using Package MESSAGE for Optimization Studies of Nuclear Power Structures. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 2, pp. 156-164 (in Russian).

18. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, OECD and NEA, Nuclear Development, OECD Publishing, Paris.

Authors

Andrianov Andrej Alekseevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Kuptsov Iliya Sergeevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: iliya kuptsov_iliya@list.ru

Utianskaia Tat'yana Vladimirovna, PhD Student

E-mail: tutian@gmail.com

СРАВНЕНИЕ ГИСТОГРАММ В ФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

С.И. Битюков*, А.В. Максимушкина, В.В. Смирнова***

* *ФГБУ ГНЦ ИФВЭ НИЦ «Курчатовский институт»,
142281, Московская обл., г. Протвино, Площадь науки, 1*

** *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Рассмотрены основные подходы к методам сравнения гистограмм в физических исследованиях. Слово «гистограмма» впервые использовано знаменитым статистиком К. Пирсоном как «обобщенная форма графического представления» [1]. Гистограммы весьма полезны в этом их каноническом применении для визуализации данных. Однако сегодня гистограммы часто рассматривают как чисто математический объект. Гистограммы стали необходимым инструментом в различных предметных областях. Помимо научного анализа данных в экспериментальных исследованиях гистограммы играют важную роль в сопровождении баз данных, обработке изображений и компьютерном «зрении» [1]. Соответственно, цели и методы обработки гистограмм меняются в зависимости от области применения. В данной работе гистограммы рассматриваются как один из элементов системы обработки информации, используемый при анализе данных, получаемых в исследованиях на экспериментальных физических установках.

Приведены некоторые методы сравнения гистограмм и результаты сравнения трех методов (статистического сравнения гистограмм (SCH), Колмогорова-Смирнова (KS) и Андерсона-Дарлинга (AD)) для определения возможности сравнения гистограмм в оценке различности выборок, при обработке которых были получены гистограммы.

Ключевые слова: гистограмма, метод Монте-Карло, поток событий, тестовая статистика.

ВВЕДЕНИЕ

Пусть существует набор непересекающихся интервалов. Гистограмма представляет собой эмпирическое распределение его заселенности значениями реализаций некоторой случайной величины, построенное по данным выборки конечного объема. Эти интервалы принято называть бинами. Реализация случайной величины называется событием.

Анализ гистограмм зависит от процедуры заполнения гистограммы. Например, предельным случаем является распределение яркостей фотоснимка. Событием является акт съемки. Одно событие – один фотоснимок и, следовательно, одна гистограмма. Другим предельным случаем является построение гистограммы, если событием является акт измерения случайной величины с занесением полученного значения в гистограмму. Заполнение гистограммы – это цепь независимых измерений случайной величины с постепенным заполнением гистограммы, т.е. одна выборка – одна гистограмма.

© С.И. Битюков, А.В. Максимушкина, В.В. Смирнова, 2016

В физических экспериментах обычно рассматривается второй подход к построению гистограмм. Так в физике высоких энергий событие определяется возникновением условий, позволяющих зафиксировать проявления взаимодействий частиц в детекторах, получения соответствующей информации с регистрирующей электроники в цифровом виде и возвращения установки в исходное состояние для реакции на возникновение следующего события. Поток регистрируемых событий сохраняется в виде нескольких наборов выборок для последующей обработки. Соответственно, содержимое бина гистограммы называется числом событий в бине. Сумма числа событий во всех бинах является объемом гистограммы.

При определении гистограмм существует ряд проблем общего характера, решение которых часто также зависит от решаемой задачи. Такими проблемами являются выбор оптимального биннинга в гистограмме и выбор модели распределения ошибок для наблюдаемой величины в бине гистограммы.

СРАВНЕНИЕ ГИСТОГРАММ

Пусть даны две гистограммы. Как оценить, подобны они или нет? И что означает «подобны»? Существует несколько подходов к решению этой задачи.

Предположим, что известна эталонная гистограмма. Часто близость эталонной и тестируемой гистограмм измеряется с помощью некоторой тест-статистики, которая обеспечивает количественное выражение «расстояния» между гистограммами [2]. Чем меньше это расстояние, тем более подобны гистограммы. В литературе существует несколько определений таких расстояний, например, расстояние по Колмогорову [3], расстояние Кульбака-Лейблера [4], полная вариация функции [5], хиквадрат-расстояние [6]. Обычно, это тест-статистики, распределение которых можно задать формулами или построить методом Монте-Карло. Другой путь – это преобразование гистограмм в функции плотности вероятности и проведение сравнения уже плотностей. Этот подход основан на предположении, что гистограммы получены при измерении случайных переменных, которые обеспечивают основу для оценки эмпирического распределения плотности вероятности. Вычисление расстояния между двумя плотностями можно рассматривать подобно вычислению байесовской вероятности. Например, для расстояния между двумя статистическими совокупностями используют расстояние Бхаттачария [7] или Хеллингера [8]. Следует сказать, что расстояния по Колмогорову [2], по Андерсону-Дарлингу [9], по Кульбаку-Лейблеру [3] также позволяют сравнивать исходные выборки без их представления в виде гистограмм. Но это уже несколько иная задача.

Существует новый метод максимума среднего различия [10]. Еще при сравнении гистограмм используются методика, основанная на ранжировании или перестановках (метод Манна-Уитни [11]), и в ряде случаев векторный подход. Гистограммы рассматриваются как векторы с заданной размерностью числа бинов, а расстояние между ними оценивается в метриках Эвклида или Минковского [12]. Иногда вводят меру похожести (*similarity*) в некоторой логической схеме, например, такой подход рассматривается в работе [13], основанной на логике Лукасиевича.

Важной задачей при сравнении гистограмм является проверка их совместности или, наоборот, различимости. Под совместностью понимается утверждение о том, что обе гистограммы являются результатом обработки независимых выборок, которые получены из одного потока событий (или, что то же самое, взяты из одной генеральной совокупности событий). В работе [14] предлагается метод, позволяющий оценить различимость гистограмм и, соответственно, различимость исходных потоков событий по собранным в них выборкам. Метод основан на статистическом сравнении гистограмм; в качестве расстояния между гистограммами предлагается

использовать многомерную тестовую статистику. Модификация данного метода для регистрации изменений в параметрах информационных потоков в задачах беспроводной передачи данных приводится в [15].

Если целью сравнения гистограмм является проверка на их совместимость, то задача сводится к проверке гипотез, где основной гипотезой H_0 будет утверждение, что гистограммы получены при обработке независимых выборок, взятых из одного и того же потока событий, а альтернативной гипотезой H_1 будет утверждение, что гистограммы получены при обработке выборок, взятых из различных потоков событий. Выбор основной и альтернативной гипотез зависит от решаемой задачи. Определив критическую область для принятия решения и сделав выбор между H_0 и H_1 , можно оценить вероятности совершить ошибки первого рода (α) и второго рода (β). Ошибка первого рода – это вероятность сделать выбор в пользу гипотезы H_1 , в то время как верна гипотеза H_0 . Ошибка второго рода – это вероятность сделать выбор в пользу гипотезы H_0 , в то время как верна гипотеза H_1 . Выбор уровня значимости критерия α позволяет оценить мощность критерия $1 - \beta$. Обычно уровень значимости критерия устанавливается на уровне 1, 5 или 10%. Если гипотезы равнозначны, то можно использовать другие комбинации α и β . Например, в задаче о различимости потоков событий можно использовать величину относительной неопределенности в принятии решения $(\alpha + \beta)/(2 - (\alpha + \beta))$. При использовании теста равных «хвостов» работает средняя ошибка принятия решения $(\alpha + \beta)/2$. Это связано с тем, что при работе с дискретными распределениями обычно сложно получить строгое равенство между α и β .

Существуют и другие цели сравнения гистограмм. Так поиск аномальных структур в тестируемой гистограмме, которых нет в эталонной гистограмме, – очень важная задача в физике частиц. Возможным решением такой задачи является побиновое сравнение гистограмм. При этом вычисляется вероятность того, что средние значения в бинах совпадают и на основании этого определяется наличие или отсутствие аномальных структур в гистограмме.

Сравнение гистограмм обычно разбивается на сравнение нормализации гистограмм и сравнение формы гистограмм. Часто сравнение формы гистограмм зависит от нормализации, поэтому используют комбинацию двух тестов. В простейшем случае нормализация оценивается из общих соображений. Это может быть отношение объемов сравниваемых выборок, поправленное на дополнительные знания (например, эффективности регистрации событий при наборе выборок), или отношение времен сбора сравниваемых выборок при постоянном потоке событий. При сравнении формы гистограмм обычно используют методы сравнения распределений.

Проверка гипотез о совместимости или о различимости гистограмм требует знания распределения тестовых статистик как для одной из гипотез, так и для другой. На основании сравнения этих распределений и вычисленного значения тестовой статистики делаются выводы. Знание распределений тестовых статистик не всегда позволяет оценить достоверность сделанных выводов.

Рассмотрим метод, который количественно позволяет оценивать надежность принятого решения. Как уже упоминалось, тестовые статистики можно построить методом Монте-Карло. Рассмотрим простой случай пособытийного накопления гистограмм. Число событий в каждом бине гистограммы можно рассматривать как реализацию случайной переменной с параметром «ожидаемое число событий в данном бине для данной выборки». При розыгрыше Монте-Карло нужно либо точно знать параметр разыгрываемой случайной переменной, либо использовать экспериментальную оценку этого параметра. Если для обеих гистограмм известны точно значения параметров «ожидаемое число событий в данном бине гистограммы для данной выборки», то они либо полнос-

тью совпадают, либо полностью различаются. Расстояние между гистограммами в этом случае уже не имеет смысла. Поэтому неопределенность в оценке параметров для каждого бина (по крайней мере, для одной из гистограмм) следует извлекать из полученных величин измеренных значений случайных переменных. В общем случае это не простая задача, однако есть класс распределений, позволяющий однозначно связать эти неопределенности, – это статистически дуальные распределения. В частности, для самодуальных распределений оценка параметра «ожидаемое число событий в данном бине для данной выборки» равна наблюдаемому числу событий в бине и является несмещенной. При этом плотность распределения доверия к величине параметра совпадает с распределением ошибки измерения числа событий в бине гистограммы. Пусть, для простоты, в бинах достаточно событий, чтобы аппроксимировать распределение ошибки нормальным распределением с нулевым средним и дисперсией, равной квадратному корню из числа событий в бине. Тогда для каждой гистограммы можно методом Монте-Карло построить имитационную модель совокупности гистограмм, которые мог бы породить тот поток событий, из которого была извлечена соответствующая выборка. Данная модель учитывает все неопределенности в оцененных параметрах для каждого бина. Эту процедуру по аналогии с генерацией повторной выборки в методике бутстрепа можно назвать генерацией повторной гистограммы. Подобная техника используется в работах [16, 17].

Так как в рассматриваемом методе число событий в каждом бине рассматривается как реализация независимой случайной величины, то при сравнении гистограмм сравниваются измеренные значения числа событий для соответствующих бинов. Удобной характеристикой для такого побинового сравнения является величина «значимость различия». Выбор конкретного представления этой величины зависит от решаемой задачи. Важно, что если сравниваемые значения являются реализациями одной и той же случайной величины, то «значимость различия» для них является реализацией случайной величины, близкой к стандартной нормальной величине. Таким образом, если сравниваемые гистограммы совместимы, то распределение полученных значений «значимостей различия» в каждом бине также должно быть близко к стандартному нормальному распределению.

СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ

В работе [14] в качестве расстояния между гистограммами использовались два момента распределения значимостей различия в бинах сравниваемых гистограмм – среднее и среднее квадратическое, т.е. тестовая статистика являлась двумерной.

Пусть в результате обработки двух выборок объемом N_1 и N_2 получены две гистограммы с числом бинов, равным M :

$$hist1: n_{11} \pm \sigma_{11}, n_{21} \pm \sigma_{21}, \dots, n_{M1} \pm \sigma_{M1} \text{ и } hist2: n_{12} \pm \sigma_{12}, n_{22} \pm \sigma_{22}, \dots, n_{M2} \pm \sigma_{M2}.$$

Сравнив эти гистограммы, нужно принять решение о том, принадлежат или нет потоки событий $G1$ и $G2$ (из которых были извлечены обработанные выборки) одной и той же генеральной совокупности, а также оценить вероятность того, что решение о том, что они принадлежат разным генеральным совокупностям, правильное. Введем «нормализованную значимость различия» в соответствующих бинах гистограмм

$$S_i = (n_{i1} - K \cdot n_{i2}) / (\sigma_{i1}^2 + K^2 \cdot \sigma_{i2}^2)^{1/2}.$$

В данном случае n_{ik} – наблюдаемое число событий в бине i гистограммы k ; σ_{ik} – соответствующее стандартное отклонение; K – некоторый коэффициент нормализации. Обычно, в зависимости от задачи, K равно либо отношению объемов выборок, либо отношению длительностей временных интервалов набора выборок. В каче-

стве расстояния между гистограммами используется не одномерная величина, как в других методах, а многомерная. В рассматриваемом примере – двумерная $SRMS = (S^{cp}, RMS)$, где S^{cp} есть среднее значение распределения «нормализованных значимостей различия», а RMS – среднее квадратическое отклонение этого распределения.

$SRMS$ имеет ясную интерпретацию:

- если $SRMS = (0, 0)$, то две гистограммы идентичны;
- если $SRMS \approx (0, 1)$, то $G1 = G2$ (если $RMS < 0$, то выборки частично перекрываются, т.е. они не независимы);
- если вышеупомянутые условия не выполняются, то $G1 \neq G2$.

Как уже говорилось, распределения тест-статистик можно получать с помощью моделирования. Рассмотрим результаты эксперимента Монте-Карло для сравнения трех методов: статистического сравнения гистограмм (SCH), Колмогорова-Смирнова (KS) и Андерсона-Дарлинга (AD). Цель – определить возможности трех методов сравнения гистограмм в оценке различимости выборок, при обработке которых были получены гистограммы.

Фактически будет проверяться чувствительность методов к различиям в потоках событий, из которых получены выборки. Для этого моделируются две пары независимых потоков выборок (эталонная и тестовая), состоящих из реализаций случайных переменных (каждая реализация есть событие). Объем каждого потока равен 5000 выборок. Первый поток каждой пары потоков является эталонным с объемом выборки 1000 событий, полученных при моделировании случайной переменной, подчиняющейся нормальному закону $N(300, 50)$ (рис. 1а). Выбор данных параметров для эталонного распределения был задан тестовой программой. Второй поток из первой пары потоков – также эталонный с выборками объемом 2000 событий (см. рис. 1а). Второй поток второй пары потоков – тестовый с выборками объема 2000 событий с реализацией случайной переменной $N(X, W)$, где X меняется от значения 300 до 310 и W меняется от 42 до 58.

Распределения реализованных значений в бинах гистограмм для эталонной и тестовой выборок из второй пары потоков показано на рис. 1б.

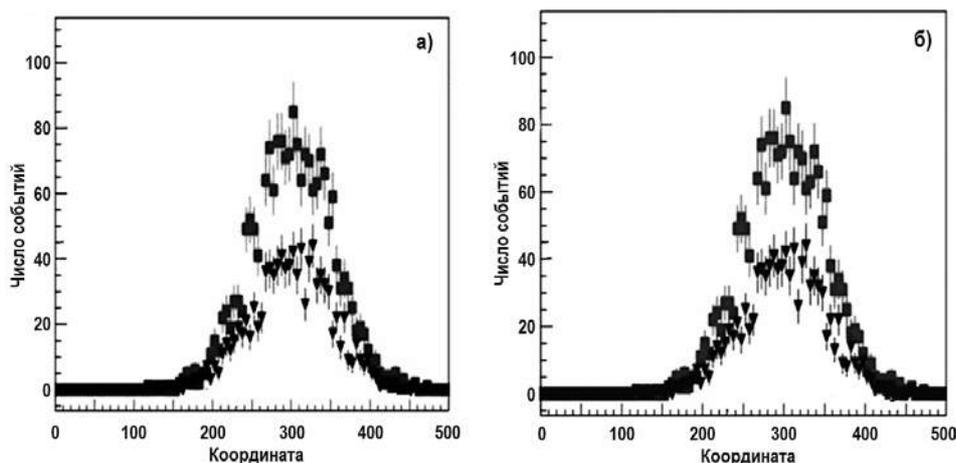


Рис. 1. Примеры распределений реализаций случайной переменной в выборках из двух пар потоков: а) – эталонная пара распределений (1000 событий и 2000 событий для $N(300,50)$); б) – тестовая пара (1000 событий для $N(300,50)$ и 2000 событий для $N(310,50)$)

При использовании критериев Андерсона-Дарлинга (AD) и Колмогорова-Смирнова (KS) для сравнения гистограмм вычисляется тест-статистика. Затем она пре-

образуется в p -величину или p -значение (p -value). P -величина – величина, используемая при тестировании статистических гипотез. Обычно p -величина равна вероятности того, что случайная величина с данным распределением (распределением тестовой статистики при нулевой гипотезе) примет значение, не меньшее, чем фактическое значение тестовой статистики. В рассматриваемом случае p -величина имеет равномерное распределение на отрезке $[0, 1]$, если выборки получены из одного и того же потока событий. Если эталонная и тестовая выборки получены из разных потоков событий, то распределение p -величин концентрируется в малых значениях (рис. 2). В каждой паре потоков выборок проводилось 5000 сравнений пар выборок из разных потоков.

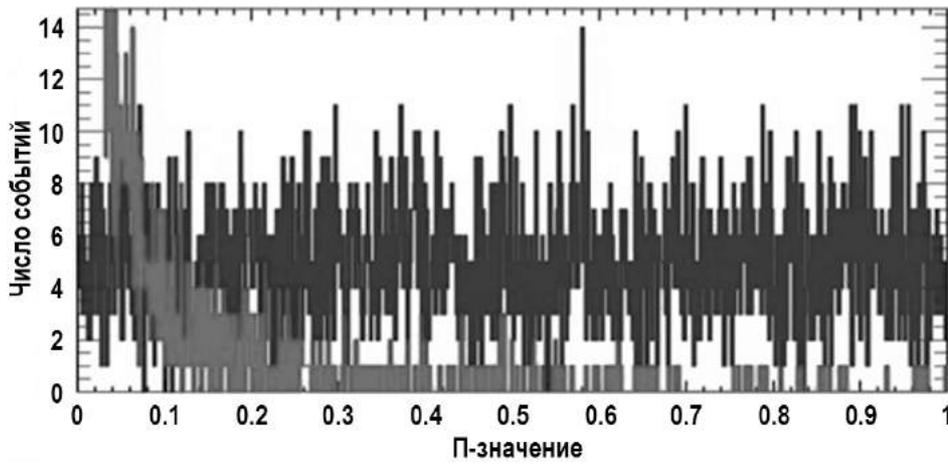


Рис. 2. Распределения значений p -величин (AD-критерий) для двух пар потоков: верхнее – 5000 сравнений для первой пары потоков (эталонные выборки 1000 и 2000 событий для реализаций $N(300,50)$); нижнее – 5000 сравнений для второй пары потоков (эталонная выборка 1000 событий для $N(300,50)$ и тестовая выборка 2000 событий для $N(306,50)$)

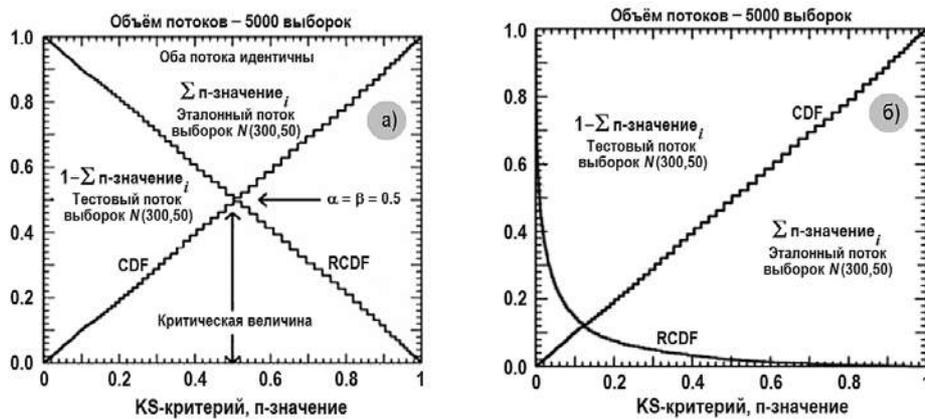


Рис. 3. Критерий Колмогорова-Смирнова. CDF и RCDF для p -величин: а) – сравнение выборок двух эталонных потоков (случайные переменные $\sim N(300,50)$); б) – сравнение выборок из эталонного потока и выборок из тестового потока (случайная переменная $\sim N(306,50)$)

Затем для первого из полученных распределений (эталонное) строилась эмпирическая кумулятивная (CDF) функция распределения (рис. 3). Для второго распределения (тестовое) строилась эмпирическая обратная кумулятивная (RCDF) функция (см. рис. 3). Критическая величина для теста равных хвостов определяется точкой пересечения линий CDF и RCDF. Следовательно, ошибки первого рода (α) и второго рода (β) при проверке гипотезы о совместимости гистограмм против альтернативы

о том, что гистограммы построены при обработке выборок из разных потоков событий, примерно равны ($\alpha \approx \beta$). Это позволяет характеризовать величиной $(\alpha + \beta)/2$ различие эталонного и тестового потоков.

В случае метода статистического сравнения гистограмм (критерий SCH) для каждой выборки строится гистограмма (см. рис. 1). Затем для соответствующих пар выборок содержимое гистограмм используется для побинового вычисления «нормализованных значимостей различия» S_i , ($i = 1, \dots, M$), определения среднего значения S^{cp} и среднего квадратического значения RMS значимостей различия. Для каждой пары потоков выборок (эталонной и тестовой) строится (S^{cp}, RMS) – двумерное распределение полученных значений (рис. 4). Используя тест равных хвостов, находится критическая линия и вычисляются ошибки первого и второго рода, характеризующие вероятность принять неправильное решение при выборе основной или альтернативной гипотезы. Для сравнения данного критерия с критериями AD и KS также используется средняя ошибка при принятии решения $(\alpha + \beta)/2$.

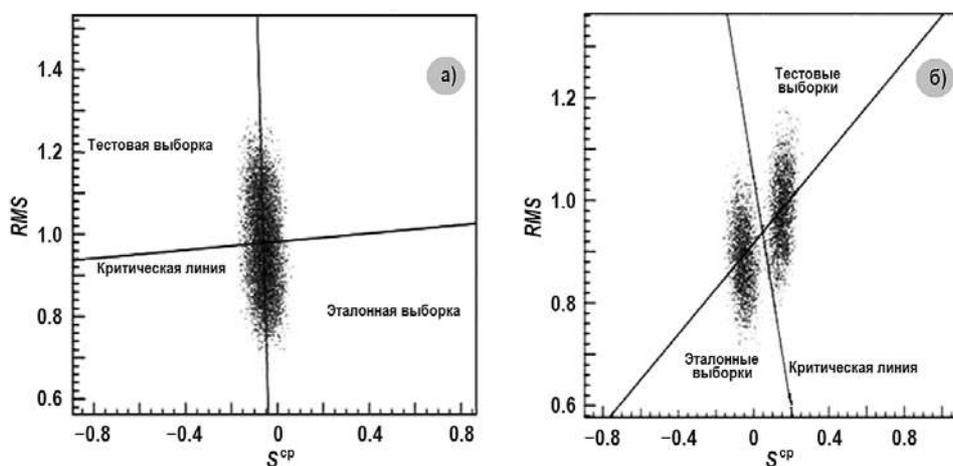


Рис. 4. Распределения (S^{cp}, RMS) для 5000 сравнений пар гистограмм: а) – пятно результатов для эталонных гистограмм ниже критической линии, пятно результатов сравнения тестовых выборок (изменен центр распределения, $N(308, 50)$) с эталонными выше критической линии; б) – пятно результатов для эталонных гистограмм слева от критической линии, пятно результатов сравнения тестовых выборок (изменена ширина распределения, $N(300, 44)$) с эталонными справа от критической линии

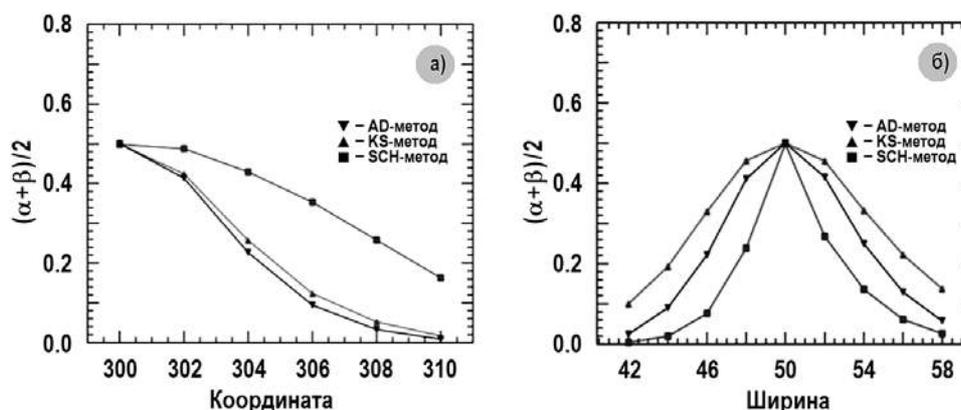


Рис. 5. Изменение средней ошибки принятия решения: а) – в тесте равных хвостов при изменении математического ожидания случайной переменной в тестовом потоке событий (AD- и KS-критерии позволяют различать потоки событий с большей вероятностью); б) – при изменении ширины распределения случайной переменной (здесь критерий SCH работает лучше)

На рисунке 5 приведены результаты сопоставления трех методов сравнения гистог-

рамм. Результаты исследования показали, что критерии Андерсона-Дарлинга и Колмогорова-Смирнова лучше различают потоки, в которых случайные переменные имеют различие в математическом ожидании. В то же время метод статистического сравнения гистограмм лучше различает потоки, в которых случайные переменные имеют различие в ширине распределения. Однако метод статистического сравнения гистограмм [14] многомерный и дает возможность включать в качестве дополнительных размерностей любые из одномерных тестовых статистик, обычно используемых при сравнении гистограмм. Например, включение тестовой статистики Андерсона-Дарлинга в качестве третьей компоненты уже трехмерной тестовой статистики в методе статистического сравнения гистограмм решает проблемы с разделимостью потоков событий, имеющих различие в значении математического ожидания. Это является серьезным преимуществом данного метода по отношению к другим методам, рассмотренным в обзоре.

Авторы благодарны В.А. Качанову, Ю.А. Коровину и Н.В. Красникову за поддержку работы, Н.А. Корнеевой за плодотворные дискуссии. Результаты работы получены при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ в рамках выполнения проекта, реализуемого по Соглашению от 17 октября 2014 г. № 14.610.21.0004, идентификатор ПНИЭР RFMEFI61014X0004.

Литература

1. Ioannidis Y., The history of histograms (abridged), Proceedings 2003 VLDB Conference, 2003, pp.19-30.
2. Cha S.-H., Srihari S.N., On measuring the distance between histograms, Pattern Recognition, 2002, vol. 35, №6, pp. 1355-1370.
3. Kolmogorov A.N., Confidence limits for an unknown distribution function, Ann.Math.Stat., 1941, vol. 12, №4, pp. 461-463.
4. Kullback S., Information Theory and Statistics, Wiley, New York, 1959.
5. Rosenthal J., Convergence rates for Markov chains, SIAM Rev., 1995, vol. 37, pp. 387-485.
6. Cochran W., The chi-square test of goodness of fit, Ann.Math.Stat., 1952, vol. 23, №3, pp. 315-342.
7. Kailath T., The divergence and Bhattacharyya distance measures in signal selection, IEEE Trans.Commun.Technol, 1967, vol.15, №1, pp. 52-60.
8. Hellinger E., Neue Begründung der Theorie quadratischer Formen von unendlichvielen Veränderlichen, Journal für die reine und angewandte Mathematik, (in German), 1909, vol. 1909, №136, p. 210.
9. Anderson T.W., Darling D.A., Asymptotic theory of certain «goodness of fit» criteria based on stochastic processes, Ann. Math. Statist., 1952, vol. 23, №2, p. 193.
10. Gretton A., Borgwardt K., Rasch M.J., Scholkopf B., Smola A.J., A Kernel method for two-sample problem, arXiv:0805.2368, 2008.
11. Mann H.B., Whitney D.R., On a test of whether one of two random variables is stochastically larger than the other, Ann.Math.Stat, 1947, vol.18, №1, p.50.
12. Bandemer H., Nather W., Fuzzy data analysis, Kluwer academic publishers, Dordrecht, 1992.
13. Luuka P., Collan M., Modulo similarity in comparing histograms, Proc. of IFSA-EUSFLAT2015, Eds. Alonso J.M., Bustince H., M. Reformat, Atlantis Press, 2015.
14. Bitjukov S., Krasnikov N., Nikitenko A., Smirnova V., A method for statistical comparison of histograms, arXiv:1302.2651, 2013.
15. Krupanek B., Bogacz R., Comparison algorithm of multimodal histograms from wireless transmission, Przegląd Electrotechniczny, 2014, №11, p.32.
16. Cao Y., Petzold L., Accuracy limitations and the measurement of errors in the stochastic simulation of chemically reacting systems, J. of Computational Physics, 2006, vol. 212, №1, pp. 6-24.

17. Xu K.-M., Using the bootstrap method for a statistical significance test of differences between summary histograms, NASA Technical Reports Server, ID: 20080015431, 2006.

Поступила в редакцию 21.08.2015 г.

Авторы

Битюков Сергей Иванович, ведущий научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук
E-mail: Serguei.Bitoukov@cern.ch

Максимушкина Анастасия Владимировна, старший преподаватель, кандидат техн. наук
E-mail: a.v.saenko@mail.ru

Смирнова Вера Васильевна, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук
E-mail: Vera.Smirnova@ihep.ru

UDC 53.088, 519.23

COMPARISON OF HISTOGRAMS IN PHYSICAL RESEARCH

Bitjukov S.I.*, Maksimushkina A.V.**, Smirnova V.V.*

* State Research Center - Institute for High Energy Physics
1 Ploschad' nauki, Protvino, Moscow reg., 142281 Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The review of methods of histograms comparison is presented. Possible approaches for the comparative analysis of histogram are considered.

The term "histogram" was coined by the famous statistician Karl Pearson to refer to a "common form of graphical representation" [1]. Histograms are very useful in their canonical visual representation, but today histograms are considered as purely mathematical objects.

Histograms are used in different scientific fields. Besides physics data analyses, histograms play a very important role in databases, image processing and computer vision [1]. Correspondingly, goals and methods of treatment of histograms are varied in dependence to the area of application. In this paper histograms are considered in frame of tasks related to physical experiments.

The paper presents some of the methods and results of the comparison of histograms. A comparison was made of three methods of the comparison of histograms: the Kolmogorov-Smirnov (KS) method, the Anderson-Darling (AD) method and the method for statistical comparison of histograms (SCH).

The dependence of the mean error in hypotheses testing of distinguishability of the reference data set and test data set on the difference in position parameter of samples: the Anderson-Darling and Kolmogorov-Smirnov criteria give the better result than SCH method. The dependence on the width parameter of samples: the SCH criterion gives the better result than AD and KS criteria.

Nevertheless, the SCH is a multidimensional method. It allows to include the any one-dimensional test statistic as an additional component of multidimensional test statistic in the frame of the method. For example, the including of the AD test statistic into SCH method as third component of the three dimensional test statistic will allow to reach the better coordinate resolution in the example which was considered above.

Possible approaches for the comparative analysis of histogram are considered. As shown,

there is no single best test for all applications. It means that before application any test must be checked with care. A good solution is a combined use of several tests.

Key words: a histogram, the Monte Carlo method, the event flow, the test statistic

REFERENCES

1. Ioannidis Y., The history of histograms (abridged), Proceedings 2003 VLDB Conference, 2003, pp. 19-30.
2. Cha S.-H., Srihari S.N., On measuring the distance between histograms, Pattern Recognition, 2002, v. 35, no. 6, pp. 1355-1370.
3. Kolmogorov A.N., Confidence limits for an unknown distribution function, Ann.Math.Stat., 1941, v. 12, no. 4, pp. 461-463.
4. Kullback S., Information Theory and Statistics, Wiley, New York, 1959.
5. Rosenthal J., Convergence rates for Markov chains, SIAM Rev., 1995, v. 37, pp. 387-485.
6. Cochran W., The chi-square test of goodness of fit, Ann.Math.Stat., 1952, v. 23, no. 3, pp. 315-342.
7. Kailath T., The divergence and Bhattacharyya distance measures in signal selection, IEEE Trans. Commun. Technol, 1967, v. 15, no. 1, pp. 52-60.
8. Hellinger E., Neue Begründung der Theorie quadratischer Formen von unendlichvielen Veränderlichen, Journal für die reine und angewandte Mathematik, (in German), 1909, v. 1909, no. 136, p. 210.
9. Anderson T.W., Darling D.A., Asymptotic theory of certain «goodness of fit» criteria based on stochastic processes, Ann. Math. Statist., 1952, v. 23, no. 2, p. 193.
10. Gretton A., Borgwardt K., Rasch M.J., Scholkopf B., Smola A.J., A Kernel method for two-sample problem, arXiv:0805.2368, 2008.
11. Mann H.B., Whitney D.R., On a test of whether one of two random variables is stochastically larger than the other, Ann.Math.Stat, 1947, v. 18, no. 1, p. 50.
12. Bandemer H., Nather W., Fuzzy data analysis, Kluwer academic publishers, Dordrecht, 1992.
13. Luuka P., Collan M., Modulo similarity in comparing histograms, Proc. of IFSA-EUSFLAT2015, Eds. Alonso J.M., Bustince H., M. Reformat, Atlantis Press, 2015.
14. Bityukov S., Krasnikov N., Nikitenko A., Smirnova V., A method for statistical comparison of histograms, arXiv:1302.2651, 2013.
15. Krupanek B., Bogacz R., Comparison algorithm of multimodal histograms from wireless transmission, Przegląd Electrotechniczny, 2014, no. 11, p. 32.
16. Cao Y., Petzold L., Accuracy limitations and the measurement of errors in the stochastic simulation of chemically reacting systems, J. of Computational Physics, 2006, v. 212, no. 1, pp. 6-24.
17. Xu K.-M., Using the bootstrap method for a statistical significance test of differences between summary histograms, NASA Technical Reports Server, ID: 20080015431, 2006.

Autors

Bityukov Sergey Ivanovich, Leading Scientist, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Serguei.Bitioukov@cern.ch

Maksimushkina Anastasiya Vladimirovna, Senior Teacher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: a.v.saenko@mail.ru

Smirnova Vera Vasil'evna, Senior Research Scientist, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Vera.Smirnova@ihp.ru

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CYCLE ДЛЯ СИСТЕМНОГО АНАЛИЗА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Программный комплекс (ПК) CYCLE предназначен для математического моделирования работы системы ядерной энергетике (ЯЭС) с тепловыми (ТР) и быстрыми (БР) реакторами в открытом и замкнутом топливных циклах, разработки сценариев эффективного развития ядерной энергетике в России и для анализа мировых тенденций в ядерной энергетике. Он основан на хорошо известной компьютерной программе WIMSD-5B, которая широко используется для тепловых расчетов ячеек реакторов, и на двумерном многогрупповом комплексе программ RZA для моделирования реакторов на быстрых нейтронах. ПК CYCLE был разработан в ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск. Статья содержит краткий обзор возможностей и информацию по современному состоянию ПК CYCLE. Комплекс позволяет моделировать основные объекты внешнего топливного цикла (предприятия по изготовлению и переработке топлива, хранилища ОЯТ, склады урана, плутония, нептуния, америция, кюрия и долговременное хранилище РАО), ядерные реакторы, в том числе РБМК-1000, современные и перспективные ВВЭР (с различными видами топлива), БР (современные и инновационные). Важной особенностью ПК CYCLE является тщательное рассмотрение эволюции нуклидного состава топлива как в реакторах, так и на внешней стадии топливного цикла. Дополнительной опцией CYCLE является расчет некоторых стоимостных параметров закрытого ядерного топливного цикла для атомных электростанций с тепловыми и быстрыми реакторами. На протяжении многих лет этот программный комплекс успешно используется в международном исследовательском проекте по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам – ИНПРО. Результаты исследований сценариев развития ЯЭС России с вариацией момента введения быстрых реакторов были представлены на Global-2011. Некоторые другие результаты моделирования с использованием ПК CYCLE были представлены на Global-2015.

Ключевые слова: топливный цикл, моделирование, программный комплекс, сценарий, быстрый реактор, нуклидный состав, эквивалентирование плутония, склад.

ВВЕДЕНИЕ

Программный комплекс CYCLE предназначен для математического моделирования ядерных топливных циклов, разработки сценариев эффективного развития ядерной энергетике России, анализа мировых тенденций в ядерной энергетике (ЯЭ). Комплекс успешно используется в международных исследованиях в рамках проекта по

© А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев, 2016

инновационным ядерным реакторам и топливным циклам ИНПРО. Значительное внимание при разработке ПК CYCLE было уделено описанию и учету особенностей моделирования замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) на основе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Комплекс разработан в ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск. Первый этап разработки ПК CYCLE (CYCLE_{ТР}) был изложен в работе [1]. На этом этапе работа ограничилась моделированием топливного цикла (ТЦ) реакторов типа ВВЭР, в котором прослеживались изотопный состав, радиационные и экологические характеристики топлива в следующей цепочке: добыча природного урана – конверсия – обогащение – изготовление ТВС – реактор – бассейн выдержки облученного ядерного топлива (ОЯТ) – временное хранилище – хранилище долговременного хранения (или захоронения ОЯТ). Имелась также возможность моделирования реакторов типа ВВЭР с частичной загрузкой МОХ-топлива при постоянном составе загружаемого плутония. За прошедшее время функциональные возможности кода радикально расширились, и их описание представлено в данной работе.

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CYCLE

К настоящему времени ПК CYCLE позволяет осуществлять моделирование двухкомпонентной ЯЭС с включением в модель наряду с реакторами на тепловых нейтронах с урановым оксидным (UOX) топливом реакторов на быстрых нейтронах с возможностью многократного рецикла плутония, урана и МА. Имеется также возможность использования смешанного уран-плутониевого оксидного (МОХ) или нитридного топлива с переменным составом урана и плутония в тепловых реакторах. Рассматривается топливный цикл с возможностью переработки топлива и использованием складов природного, обедненного и регенерированного урана, плутония, нептуния, америция и кюрия.

Результаты моделирования топливного цикла реакторов на тепловых нейтронах с UOX-топливом (TR_{UOX}) с образованием складов урана, плутония и МА служат исходными данными для моделирования работы в ЯЭС реакторов на плутониевом топливе.

Запуск реакторов на плутониевом топливе может осуществляться с использованием плутония, как наработанного в энергетических реакторах, так и полученного из других источников. В последнем случае начальные характеристики этого склада плутония не рассчитываются, а задаются. Возможны различные физические и логические топологии складов плутония. Таким образом, имеется возможность моделировать развитие ядерной энергетики, базирующейся на совместной работе TR_{UOX}, тепловых реакторов с частичной загрузкой МОХ-топлива (TR_{МОХ}) и БР. При этом тепловым реакторам с частичной загрузкой МОХ-топлива отводится роль сжигателя плутония, а БР дают возможность остановить деградацию изотопного состава плутония при рециклировании его в тепловых реакторах. Упрощенная схема ТЦ, моделируемого в ПК CYCLE, представлена на рис. 1.

Результаты расчета

Основными результатами являются временная зависимость материальных потоков на этапах ТЦ и эволюция изотопных композиций. Кроме того, рассчитываются следующие характеристики: активность топлива (Бк), радиотоксичность по воздуху (Зв), радиотоксичность по воде (Зв), нейтронный источник за счет спонтанного деления актинидов (н/с), нейтронный источник за счет (α , n)-реакции на кислороде (н/с), полный нейтронный источник (н/с), тепловыделение актинидов (кВт), тепловыделение осколков деления (кВт), полное остаточное тепловыделение.

Список нуклидов включает в себя все тяжелые нуклиды с периодом полураспада больше 46-ти дней, включая стабильные изотопы свинца и висмута. Предпола-

гается, что остальные нуклиды находятся в равновесии со своими предшественниками. Их концентрации учитываются при расчете других характеристик топлива: активности, радиотоксичности, нейтронного источника и тепловыделения.

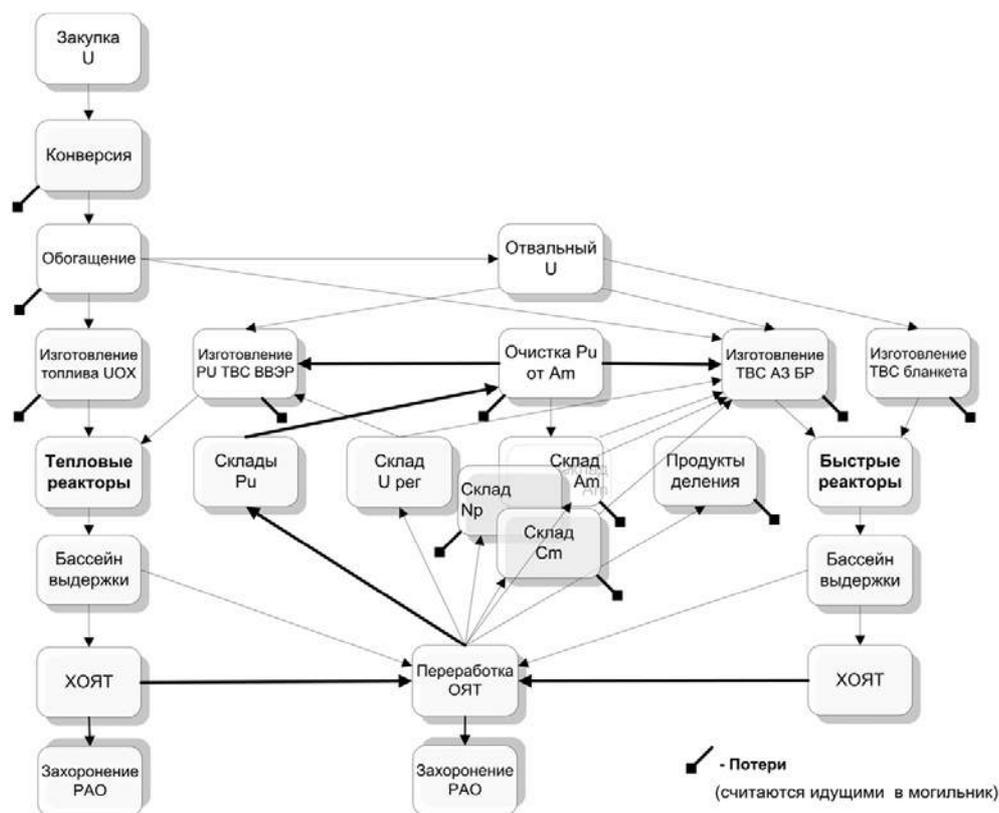


Рис. 1. Примерная схема ТЦ, моделируемого в CYCLE

Ввод реакторов в эксплуатацию

Реакторы заданного типа вводятся в эксплуатацию и выводятся из нее в соответствии с заданной временной зависимостью и их временем эксплуатации. Тепловые реакторы на урановом топливе для сжигания накапливающегося в системе плутония в процессе эксплуатации могут переводиться на частичную загрузку MOX-топливом.

Предреакторная часть топливного цикла

Топливом является обогащенный уран или смешанное топливо. Выделяются этапы добычи урана, конверсии, обогащения, изготовления ТВС (для уранового топлива), выборки компонентов топлива со складов, переочистки плутония от америция и изготовления ТВС (для смешанного уран-плутониевого топлива).

Определяются годовые и интегральные

- потребление природного урана и других компонентов топлива;
- работа разделения;
- накопление отвального урана;
- накопление америция при возможной переочистке плутония;
- потребление компонентов смешанного топлива со складов;
- потребности в изготовлении UOX- и смешанного топлива;

– потери урана, плутония и МА на указанных выше этапах топливного цикла.

Для реакторов со смешанным уран-плутониевым топливом моделируется взятие компонентов топлива со складов урана, плутония, нептуния, америция и кюрия. Следует отметить, что взятие компонентов может начинаться со «старых» партий, свежих или производиться равномерно. Содержание плутония в изготавливаемом топливе, в случае отличия его нуклидного состава от базового, корректируется. Корректировка осуществляется из условия сохранения длительности цикла реактора в соответствии с методикой эквивалентирования плутония [2] или с помощью прямых расчетов.

При изготовлении топлива учитываются

- изменение нуклидного состава компонентов топлива при их хранении;
- возможная переочистка плутония, забираемого со склада плутония, от америция;
- потери компонентов при изготовлении топлива на заводе-изготовителе;
- изменение нуклидного состава топлива от момента его изготовления до погрузки в реактор.

Потери компонентов топлива направляются на захоронение.

Реакторная часть топливного цикла

– Рассчитываются ежегодно загружаемые для обеспечения пуска и перегрузок реакторов массы тяжелого металла в соответствии с заданным сценарием.

– Рассчитывается нуклидный состав выгоревшего топлива от изотопов тория до изотопов кюрия.

– Входной и выходной нуклидные составы могут быть заданы в качестве исходных данных.

– Моделирование изменения изотопного состава в быстрых реакторах осуществляется с помощью прямого расчета реактора с учетом частичных перегрузок топлива, в тепловом реакторе с помощью расчета выгорания в тепловыделяющих сборках (ТВС). Для этого в качестве внешних процедур используются

- в быстрых реакторах – многогрупповой двумерный комплекс программ RZA [3], моделирующий работу реактора в установившемся режиме с учетом перегрузок;
- в тепловых реакторах – программный пакет для расчетов ТВС реакторов WIMSD-5B [4] с использованием WIMSD-МАГАТЭ-172-групповой библиотеки [5].

После реакторная часть топливного цикла

Моделируется изменение нуклидного состава (нуклиды тяжелых атомов от Pb до Cm с периодом полураспада больше 46-ти дней) и следующих характеристик ОЯТ: активности (Бк), радиотоксичности по воде и воздуху (Зв), нейтронного источника и его компонентов (н/с), остаточного тепловыделения и его компонентов (кВт) на следующих этапах ТЦ:

- в бассейне выдержки;
- в промежуточном хранилище ОЯТ;
- при выборке ОЯТ из хранилища и переработке ОЯТ на перерабатывающем заводе;
- при поступлении партий регенерированного урана, плутония, нептуния, америция и кюрия на склады (на всех складах ведется учет изменения нуклидного состава в зависимости от времени);
- в могильнике или хранилище долговременного хранения (в могильнике характеристики прослеживаются до 10^7 лет).

Заводы по переработке ОЯТ

В ЗЯТЦ облученное топливо перерабатывается с учетом заданной производительности перерабатывающих заводов, а выделенные плутоний, уран, нептуний, америций, кюрий и осколки деления направляются на склады.

Работа со складами урана

Запасы урана формируются из

- а) обедненного (отвального) урана, который образуется при обогащении урана для тепловых реакторов, обедненного урана, который образуется при получении обогащенного урана для реакторов БН-350, БН-600, исследовательских и других реакторов, а также из других источников;
- б) регенерированного урана, который образуется при переработке топлива тепловых и быстрых реакторов;
- в) природного урана.

Баланс плутония на складе

В [6] дано описание алгоритма минимизации запасов плутония на складе, используемого в ПК CYCLE при разработке сценариев развития ядерной энергетики.

Работа со складами плутония

Самым простым случаем является накопление выделенного энергетического плутония от ТР и БР на одном централизованном складе. При более сложной организации топливного цикла допускается использование до трех складов плутония различного происхождения с возможностью изменения логики работы со складами в процессе моделирования сценария.

В качестве примера возможной организации работы со складами выделенного плутония различного происхождения на рис. 2 приведена схема ТЦ, которая при определенном соотношении количествами реакторов различного типа позволяет стабилизировать производство электроэнергии на некотором достигнутом уровне при полной переработке ОЯТ и утилизации плутония.

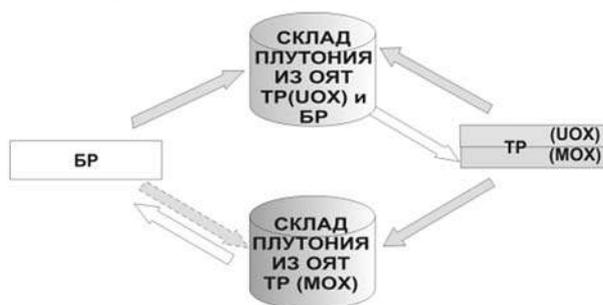


Рис. 2. Схема ТЦ

Расчет экономических показателей

В ПК CYCLE реализована методика расчета некоторых стоимостных показателей ядерного топливного цикла для АЭС с быстрыми и тепловыми реакторами.

Основной целью методики является расчет постоянной приведенной стоимости топливного цикла в расчете на киловатт-час электроэнергии, вырабатываемой за весь период эксплуатации АЭС.

Стоимостные показатели ядерного топливного цикла

Операции, связанные с ядерным топливным циклом и обращением с соответствующими отходами – от добычи урановой руды и до окончательного удаления высокоактивных отходов, обычно охватывают период в 50 – 100 лет. Эти операции, как правило,

разделяют на две стадии: начальную, связанную с подготовкой ядерного топлива к использованию в реакторе, и заключительную, включающую в себя операции по обращению с облученным топливом.

Начальная стадия включает в себя этапы (топливные переделы) от покупки урановой руды до поставки готовых ТВС на АЭС. Заключительная стадия начинается с транспортировки отработавшего ядерного топлива в отдельно стоящее хранилище или на завод по переработке отработавшего топлива и заканчивается удалением высокоактивных остеклованных отходов после переработки (замкнутый топливный цикл) или непосредственно инкапсулированного ОЯТ (вариант прямого захоронения).

Обычно при проведении сравнительного анализа различных топливных циклов сопоставление проводится по совокупным затратам начальной и заключительной стадий топливного цикла – топливной составляющей стоимости (ТСС) произведенной электроэнергии.

Затраты на стадии использования топлива в реакторе обычно относят к эксплуатационным затратам.

При расчетах ТСС (*LUFC* – Levelized Unit Fuel Cost) производства электроэнергии используется методика, разработанная Агентством по ядерной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития (АЯЭ/ОЭСР) на основе обобщения практики расчета инвестиционных затрат на различных этапах ядерного топливного цикла в странах с рыночной экономикой [7]. Указанная методика основана на понятии чистой текущей стоимости, которая учитывает неравноценность во времени денежных расходов при обращении с топливом и доходов от производства электроэнергии.

При этом делаются следующие предположения:

- при реализации проекта известны потоки денежных средств во времени;
- определена процентная ставка (норма дисконта), в соответствии с которой средства могут быть вложены в данный проект.

Дисконтирование затрат к выбранной базовой дате производят для каждого этапа цикла в соответствии с диапазоном времени, охватывающим данный этап.

Топливная составляющая представляет собой отношение суммы приведенных затрат за весь жизненный цикл ядерного топлива АЭС к приведенному количеству произведенной электроэнергии за этот же срок.

Понятие приведенной топливной составляющей является одним из необходимых расчетных инструментов для сравнения экономической эффективности различных топливных циклов и самих энергетических установок на этапе выбора технологий.

Более подробно применяемая методика и разработанные на ее основе программные модули описаны в работе [8].

Капитальные и эксплуатационные затраты

Приведенная капитальная *LUAC* (Levelized Unit Amortization Cost) и приведенная эксплуатационная *LUOM* (Levelized Unit Operation & Maintenance) составляющие стоимости производства единицы электроэнергии определяются в соответствии с методикой ИНПРО [9].

Полные расходы

Полная приведенная себестоимость производства единицы электроэнергии (*LUFC* – Levelized Unit Energy Cost) определится как сумма трех составляющих:

$$LUFC = LUFC + LUAC + LUOM.$$

Результаты моделирования ЯТЦ

Некоторые результаты, иллюстрирующие моделирование развития ядерной энергетики России и стран ближнего зарубежья, представлены в [10 – 13].

Статус ПК CYCLE

С 2010 г. комплекс интенсивно используется в аналитических исследованиях, связанных с обоснованием внедрения ЗЯТЦ в ЯЭС России. Результаты моделирования были представлены на Global-2011, Global-2015, а также использовались для анализа сценариев развития ЯЭС с использованием методологии INPRO.

В 2013 г. получено свидетельство РФ о регистрации программы. Правообладатель – АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского».

В заключение авторы выражают благодарность Коробицыну В.Е., Капановой Э.Н., Чижиковой З.Н. за сотрудничество.

Литература

1. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Клинов Д.А. Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетике, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2010. - № 4. - С. 119-132.
2. Яценко А.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в атомной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2012, - №1. - С. 31-41.
3. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. RZA – комплекс программ многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания. Препринт ФЭИ - 1679, Обнинск, 1985.
4. NEA-1507, WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/>, 22.12.2015.
5. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2007.
6. Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013, – №2. – С. 123-132.
7. Экономика ядерного топливного цикла, ОЭСР / АЯЭ. – М.: Информ-Атом, 1999.
8. Декусар В.М., Колесникова М.С., Чижикова З.Н. Методика и программа расчета топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами. Препринт ФЭИ-3243, Обнинск 2014.
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual— Economics, Volume 2 of the Final Report of Phase 1 of the International Projection Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575/Rev.1, Vienna (2008).
10. Kagramanyan V., Poplavskaya E., Korobeynikov V., Kalashnikov A., Moseev A., Korobitsyn V. Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel. Global 2011, Makuhari Messe, Chiba, Japan, December 11-16, 2011.
11. Егоров А.Ф., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Мосеев А.Л., Мосеев П.А., Поплавская Е.В. Сравнение результатов моделирования развития ядерной энергетики России с помощью программных комплексов CYCLE и MESSAGE. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, – 2013, вып. 2. – С. 84-91.
12. Декусар В.М., Егоров А.Ф., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Мосеев А.Л., Мосеев П.А. Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014, – №1. – С. 121-132.
13. Kagramanyan V., Usanov V., Kalashnikov A., Kvyatkovskii S. Medium-term Nuclear Industry Prospects Associated with Synergistic LWR/SFR System and Related Closed Nuclear Fuel Cycle, Proceedings of Global 2015, Paris (France), September 20-24, 2015, Paper 5115.

Поступила в редакцию 14.12.2015 г.

Авторы

Калашников Александр Григорьевич, ведущий научный сотрудник

E-mail: kalag@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник

E-mail: amoseev@ippe.ru

Декусар Виктор Михайлович, и.о. начальника лаборатории

E-mail: decouss@ippe.ru

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник

E-mail: korob@ippe.ru

Мосеев Павел Андреевич, младший научный сотрудник

E-mail: pmoseev@ippe.ru

UDC 621.039

**DEVELOPMENT OF THE CODE CYCLE
FOR NUCLEAR FUEL CYCLE ANALYSIS**

Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A.

JSC «SSC RF-IPPE», 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033, Russia

ABSTRACT

The software package CYCLE was designed for mathematical modeling of the nuclear fuel cycle, the development of scenarios efficient development of nuclear power in Russia and for analysis of global trends in the nuclear power industry. It is based on well known tool - WIMSD-5B widely used for the thermal reactor cells calculations and on the two - dimensional multigroup code - RZA for the fast reactor simulation. The code CYCLE was designed in the State Scientific Center of RF «Institute for Physics and Power Engineering (IPPE)», Obninsk. The first phase of the code CYCLE options is in the paper [1]. This paper contains the short review of computer code CYCLE possibilities. This code allows to model the main fuel cycle facilities (fabrication and reprocessing, spent nuclear fuel interim storage, stocks of uranium, plutonium, neptunium, americium, curium and final repository), thermal and fast nuclear reactors, including RBMK-1000, current and advanced VVER (with different fuel types, i.e. UOX, MOX), FBRs (current and innovative). The important feature of code CYCLE is the careful consideration of the evolution of the fuel composition inside of the reactors and on the outside stages of fuel cycle. The additional option of the code is the calculation of certain cost parameters of the closed nuclear fuel cycle for nuclear power plants with fast and thermal reactors. For many years this code has been successfully used in the international research project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles - INPRO. The calculation results of modeling studies of Russian NPP development scenarios with time variation of introduction of fast reactors into nuclear energy system were presented at Global-2011 conference. Some other simulation results with code CYCLE were presented at the Global-2015 conference.

Key words: nuclear fuel cycle, simulation, computer code, scenario, fast reactor, enrichment, isotopic composition, plutonium, equivalence function, storage, storage topology.

REFERENCES

1. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobitsyn V.E., Klinov D.A. Razrabotka matematicheskoy modeli toplivnogo cikla atomnoj energetiki, sostoyaschej iz teplyvnyh i bystryh reaktorov. [Development of Mathematical Models of Nuclear Fuel Cycle Consisting of Thermal and Fast Reactors]. Izvestia vuzov. Yadernaya energetika. 2010, no. 4, pp. 119-132 (in Russian).

2. Yacenko A.M., Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G. Metodika ekvivalentirovaniya plutoniya razlichnogo izotopnogo sostava primenitel'no k sistemnym issledovaniyam v atomnoj energetike. [Methods Equivalentizing Various Plutonium Isotope Compositions in Relation to System Research in Nuclear Energy]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, pp. 31-41 (in Russian).
3. Artem'ev N.I., Dekusar V.M., Kalashnikov A.G., Moseev A.L. RZA – kompleks programm mnogogruppovogo raschyota dvumernogo reaktora v oblastyah zamedleniya i termalizacii nejtronov s uchetom vygoraniya. [2D Multigroup Burnup Code RZA]. Preprint SSC RF-IPPE-1679, Obninsk, 1985 (in Russian).
4. NEA-1507, WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. Available at <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/>
5. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project. Vienna. International Atomic Energy Agency Publ., 2007.
6. Moseev P.A., Korobejnikov V.V., Moseev A.L. Optimizaciya upravleniya skladskimi zapasami plutoniya v zamknutom toplivnom cikle s reaktorami na teplovyh i bystryh nejtronah. [Optimization of plutonium stores for closed nuclear fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 123-132 (in Russian).
7. Ekonomika yadernogo toplivnogo cikla. [THE ECONOMICS OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE]. OESR / AYAE. Moscow. Inform-Atom Publ., 1999 (in Russian).
8. Dekusar V.M., Kolesnikova M.S., Chizhikova Z.N.. Metodika i programma raschyota toplivnoj sostavlyajuschej stoimosti proizvodstva elektroenergii na AES s teplovymi i bystryimi reaktorami. [Method and Code for Electricity Fuel Cost Calculation at NPPs with Fast and Thermal Reactors]. Preprint SSC RF-IPPE-3243, Obninsk, 2014 (in Russian).
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Economics, Volume 2 of the Final Report of Phase 1 of the International Projection Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575/Rev.1, Vienna (2008).
10. Kagramanyan V., Poplavskaya E., Korobejnikov V., Kalashnikov A., Moseev A., Korobitsyn V. Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel, Global 2011, Makuhari Messe, Chiba, Japan, December 11-16, 2011.
11. Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobejnikov V.V., Korobitsyn V.E., Moseev A.L., Moseev P.A., Poplavskaya E.V. Sravnenie rezul'tatov modelirovaniya razvitiya yadernoj energetiki Rossii s pomosh'yu programmnyh kompleksov CYCLE i MESSAGE. [The Comparative Analysis of Models of Nuclear Power Development in Russia Using CYCLE and MESSAGE Codes]. *VANT. Ser. Fizika yadernyh reaktorov*, 2013, v. 2, pp. 84-91 (in Russian).
12. Dekusar V.M., Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobejnikov V.V., Korobitsyn V.E., Moseev A.L., Moseev P.A. Modelirovanie raboty mezhdunarodnogo yadernogo toplivnogo centra po predstavleniju uslug stranam blizhnego zarubezh'ja. [Simulation of the International Nuclear Fuel Center Operation]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, no. 1, pp. 121-132 (in Russian).
13. Kagramanyan V., Usanov V., Kalashnikov A., Kvyatkovskii S. «Medium-term Nuclear Industry Prospects Associated with Synergistic LWR/SFR System and Related Closed Nuclear Fuel Cycle», Proceedings of Global 2015, Paris (France), September 20-24, 2015, Paper 5115.

Authors

Kalashnikov Alexandr Grigor'evich, Leading Researcher

E-mail: kalag@ippe.ru

Moseev Andrej Leonidovich, Senior Researcher

E-mail: amoseev@ippe.ru

Dekusar Victor Mihajlovich, Head of Laboratory

E-mail: decouss@ippe.ru

Korobejnikov Valerij Vasil'evich, Principal Scientist

E-mail: korob@ippe.ru

Moseev Pavel Andreevich, Junior Researcher

E-mail: pmoseev@ippe.ru

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛЕ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000

Д.В. Постоварова, Н.В. Ковалев, М.С. Онегин, Б.А. Бибичев

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина».

194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28



Выполнен расчет изменения изотопного состава для трех видов РЕМИКС-топлива в процессе кампании на реакторе ВВЭР-1000. Показано, что топливо типа РЕМИКС-А и РЕМИКС-А2 можно рециклировать больше пяти раз без существенного снижения его ядерной ценности. Рассчитана мощность эквивалентной дозы от ТВС со свежим РЕМИКС-топливом в зависимости от рецикла, а также от времени выдержки свежего топлива после его изготовления. Исследован относительный вклад от различных радионуклидов в мощность эквивалентной дозы. Приведены результаты расчетов накопления ^{232}U и четных изотопов Pu в зависимости от рецикла топлива.

Ключевые слова: РЕМИКС-топливо, топливный цикл, легководный реактор ВВЭР-1000, уран, плутоний, рециклирование урана, рециклирование плутония, изотопный состав, мощность эквивалентной дозы, ОЯТ.

ВВЕДЕНИЕ

Рециклирование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах может обеспечить более эффективное использование ядерного топлива, снижение объемов ОЯТ, предназначенных для захоронения, и уменьшение риска распространения ядерных материалов. Одним из вариантов замыкания ядерного топливного цикла при эксплуатации реакторов ВВЭР является использование РЕМИКС-топлива [1]. Однако известно, что рециклирование плутония ведет к накоплению его четных изотопов в топливе [2], а рециклирование урана приводит к накоплению ^{232}U [3]. И то, и другое приводит к ухудшению радиационных характеристик ТВС со свежим топливом. Использование РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР предполагает рециклирование как урана, так и плутония. В статье приведены результаты расчета изменения мощности эквивалентной дозы вблизи ТВС с РЕМИКС-топливом при рециклировании. Мощность эквивалентной дозы вблизи ТВС является важной характеристикой радиационной опасности ядерного топлива. Ее знание требуется как при разработке транспортных контейнеров, так и при планировании перегрузочных работ в узле свежего топлива на атомной станции.

В работе рассмотрено три вида РЕМИКС-топлива: типы А, А2 и Б. РЕМИКС-А [1, 4] представляет собой неразделенную смесь регенерированных урана и плутония после добавления 17 – 20% по массе обогащенного природного урана (ОПУ) с содержанием 19,75% ^{235}U . Топливо РЕМИКС-А2 отличается от РЕМИКС-А более вы-

© Д.В. Постоварова, Н.В. Ковалев, М.С. Онегин, Б.А. Бибичев, 2016

соким содержанием плутония [5]. В расчетах принимается массовое содержание плутония в топливе РЕМИКС-А2 равным 3%. Такое увеличение плутония позволяет уменьшить добавку обогащенного урана после каждого рецикла. Третий тип – РЕМИКС-Б [6] изготавливается из отдельных продуктов урана и плутония, получаемых при переработке ОЯТ, при этом весь выделенный уран направляется на повторное обогащение, а затем добавляется к выделенному плутонию. Содержание плутония в данном топливе также составляет 3%. Топливо этого типа не рециклируется.

В работе рассчитывалось изменение нуклидного состава рассматриваемых типов РЕМИКС-топлива в процессе кампании на реакторе ВВЭР-1000. Расчеты выгорания топлива выполнялись по прецизионным программам методом Монте-Карло для бесконечной решетки ТВС. Рассчитывался четырехлетний цикл работы реактора. Эквивалентная доза от ТВС рассчитывалась методом Монте-Карло. Учитывался вклад нейтронов и гамма-излучения. Другие типы радиоактивного излучения (α - и β -) не вносят вклад в мощность дозы вблизи ТВС, поскольку электроны и α -частицы имеют малую длину пробега и задерживаются оболочкой твэла. Сравнивались мощности эквивалентной дозы для ТВС с разным типом РЕМИКС-топлива.

МНОГОКРАТНОЕ РЕЦИКЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВА РЕМИКС-А И РЕМИКС-А2

Для расчета состава топлива после выгорания использовались программы MSU [7] и MURE [8] вместе с MCNP [9]. С целью сравнения работы программ расчеты выгорания топлива РЕМИКС-А выполнялись как в программном пакете MSU, так и в MURE+MCNP. После успешной верификации данных расчет выгорания топлива РЕМИКС-А2 выполнялся в MURE+MCNP, а выгорания РЕМИКС-Б – в MSU.

В расчете использовалась модель тепловыделяющей сборки ТВС-2М с зеркальными граничными условиями. Исходным материалом для создания РЕМИКС-топлива было выбрано урановое отработанное ядерное топливо ВВЭР-1000 с выгоранием 49,2 ГВт·сут/т ТМ (проектное среднее выгорание топлива в ТВС с исходным обогащением урана 4,33% при четырехлетнем топливном цикле). Время облучения ТВС – 1200 эффективных суток и время выдержки до изготовления регенерированного топлива – пять лет.

Для создания РЕМИКС-топлива необходимо выделить из исходного материала уран-плутониевый регенерат, его состав представлен в табл. 1.

Таблица 1

Изотопный состав исходного уран-плутониевого регенерата

Состав	^{238}U	^{235}U	^{236}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Содержание, кг/т ТМ	973,72	8,58	6,04	0,30	6,42	2,71	1,40	0,83
Сумма, кг/т ТМ	988,3			11,7				

В расчетах исходным материалом в качестве топлива подпитки использовался уран постоянного состава с обогащением 19,75% (товарный продукт АО «СХК»), для подпитки в РЕМИКС-А2 помимо высокообогащенного урана использовался плутоний, выделенный из отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440 (ПО «Маяк») со средним выгоранием 36 ГВт·сут/т ТМ. Изотопный состав добавляемого плутония приведен в табл. 2.

Глубина выгорания РЕМИКС-топлива была принята 49,2 ГВт·сут/т ТМ. Для всех рециклов состав «свежего» РЕМИКС-топлива подбирается таким образом, чтобы его эффективное обогащение было равно 4,95%. Эффективное обогащение топлива рассчитывается с учетом удельного содержания ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu в топливе и коэф-

фициентов компенсации содержания ^{236}U , ^{240}Pu и ^{242}Pu [10]. Результаты расчета выгорания топлива РЕМИКС-А для пяти рециклов приведены в табл. 3.

Таблица 2

Изотопный состав добавки плутония для РЕМИКС-А2

Состав	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Содержание, %	1,3 %	63,3 %	25,1 %	5,2 %	5,1 %

Таблица 3

Содержание (кг/т ТМ) U и Pu в топливе РЕМИКС-А

Состав	Рецикл 1		Рецикл 2		Рецикл 3		Рецикл 4		Рецикл 5	
	До	После	До	После	До	После	До	После	До	После
^{232}U	$2 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$8 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$10 \cdot 10^{-6}$	$8 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$
^{234}U	0,6	0,4	0,7	0,4	0,7	0,5	0,8	0,5	0,8	0,5
^{235}U	47,9	14,5	48,5	16,1	49,4	17,2	50,1	18,0	50,7	18,5
^{236}U	4,8	9,9	8,6	13,2	11,5	15,8	13,8	17,9	15,6	19,6
^{238}U	937,6	907,4	929,5	899,7	923,9	894,6	91,8	890,7	916,7	887,7
$\Sigma(\text{U})$	990,9	932,2	987,2	929,4	985,4	928,0	984,4	927,1	983,7	926,4
Pu(чет)	3,1	5,4	4,8	6,5	5,9	7,2	6,5	7,6	6,9	7,9
Pu(нечет)	6,0	9,6	8,0	10,6	8,8	11,0	9,2	11,3	9,4	11,5
$\Sigma(\text{Pu})$	9,1	14,8	12,8	16,9	14,6	18,0	15,6	18,7	16,3	19,2
Am+Cm	–	1,4	–	1,8	–	2,0	–	2,1	–	2,2
U + Pu	1000	947,0	1000	946,3	1000	946,0	1000	945,8	1000	945,5
Эф. Обогащ., %	4,95	1,66	4,95	1,72	4,95	1,75	4,95	1,76	4,95	1,76

Так как концепция топлива РЕМИКС-А предполагает использование неразделенной смеси урана и плутония, то с каждым рециклом содержание плутония в топливе возрастает. Также видно, что с каждым рециклом «ухудшается» состав топлива: увеличивается концентрация ^{236}U , который снижает реактивность реактора, происходит снижение доли делящихся изотопов Pu (^{239}Pu и ^{241}Pu) и возрастание доли неделящихся изотопов Pu (^{240}Pu и ^{242}Pu). К пятому рециклу происходит увеличение доли четных изотопов плутония от 33 до 40%. Накапливается ^{232}U , продукты распада которого испускают жесткое гамма-излучение. После каждого рецикла увеличивается содержание америция и кюрия – интенсивных нейтронных источников.

Несмотря на некоторое ухудшение состава видно, что эффективное обогащение отработавшего топлива еще значительно превосходит эффективное обогащение природного урана, что свидетельствует о возможности дальнейшего рециклирования. При увеличении глубины выгорания до 60 ГВт-сут/т ТМ состав отработанного топлива после пятого рецикла будет непригоден для дальнейшего рециклирования.

В расчете состава топлива РЕМИКС-А2 в качестве свежего топлива следующего рецикла также использовалась смесь регенерированных урана и плутония. Причем количество подпитки из плутония определялось следующим условием – в свежем топливе должно быть 3% плутония. Обеспечение необходимого эффективного обогащения топлива достигалось подбором массовой доли подпитки из высокообога-

щенного урана. Результаты расчета состава топлива РЕМИКС-А2 для пяти рециклов приведены в табл. 4.

Таблица 4

Содержание (кг/т ТМ) U и Pu в топливе РЕМИКС-А2

Состав	Рецикл 1		Рецикл 2		Рецикл 3		Рецикл 4		Рецикл 5	
	До	После								
²³² U	2,4·10 ⁻⁶	6,6·10 ⁻⁶	5,8·10 ⁻⁶	9,8·10 ⁻⁶	8,7·10 ⁻⁶	1,2·10 ⁻⁵	1,1·10 ⁻⁵	1,4·10 ⁻⁵	1,3·10 ⁻⁵	1,6·10 ⁻⁵
²³⁵ U	40,0	16,5	44,8	18,9	46,7	19,9	47,9	20,5	48,8	21,0
²³⁶ U	4,9	8,7	7,7	11,6	10,3	14,2	12,6	16,3	14,5	18,1
²³⁸ U	925,1	895,2	917,5	888,2	912,9	883,9	909,5	880,6	906,7	878,0
Σ(U)	970,0	920,4	970,0	918,7	970,0	917,9	970,0	917,4	970,0	917,0
Pu(чет)	9,6	10,6	11,9	11,6	12,7	12,1	13,1	12,5	13,3	12,7
Pu(нечет)	20,4	15,3	18,2	15,1	17,4	15,0	17,0	14,9	16,7	14,9
Σ(Pu)	30,0	25,9	30,0	26,7	30,0	27,1	30,0	27,4	30,0	27,6
Am+Cm	–	2,7	–	3,2	–	3,3	–	3,4	–	3,4
U + Pu	1000,0	948,9	1000,0	948,6	1000,0	948,3	1000,0	948,2	1000,0	948,0
Эф. обогащ., %	4,95	2,04	4,95	2,11	4,95	2,10	4,95	2,08	4,95	2,06

Эффективное обогащение после пятого рецикла несколько выше, чем в случае с РЕМИКС-А, соответственно топливо также можно продолжать рециклировать. В сравнении с расчетным составом топлива РЕМИКС-А можно выделить следующие особенности: к пятому рециклу происходит немного большее увеличение доли четных изотопов плутония от 32 до 44%, увеличивается содержание ²³⁵U, происходит большее накопление америция с кюрием.

В обоих вариантах РЕМИКС-топлива при рециклировании происходит накопление ²³²U и четных изотопов плутония. На рисунках 1, 2 представлено содержание этих изотопов в свежем топливе в зависимости от количества рециклов. Увеличение доли этих изотопов приводит к росту мощности дозы от свежего топлива. Для уточнения увеличения мощности дозы из-за рециклирования урана и плутония был проведен расчет эквивалентной мощности дозы от ТВС со свежим топливом.

Расчет мощностей нейтронного и гамма-излучений проводился с помощью программы MCNP, при этом нейтронные спектры рассчитывались по программе MCU5, а гамма-спектры – по программе EASY-2010 [11].

В расчетах нейтронного источника учитывались нейтроны спонтанного деления актинидов и нейтроны из (α, n)-реакций на кислороде, входящем в состав топлива. При определении спектрального состава и интенсивностей источников гамма-излучения учитывались как радионуклиды, изначально входящие в состав топлива, так и дочерние продукты распада. Рассчитанный таким образом источник нейтронов и гамма-квантов равномерно распределялся по всему объему ядерного топлива ТВС, после чего методом Монте-Карло рассчитывалась эквивалентная доза вокруг ТВС.

Для расчета была выбрана модель тепловыделяющей сборки ТВС-2М. Мощность доз радиоактивного излучения рассчитывалась на расстоянии 30 см от грани сборки (рис. 3).

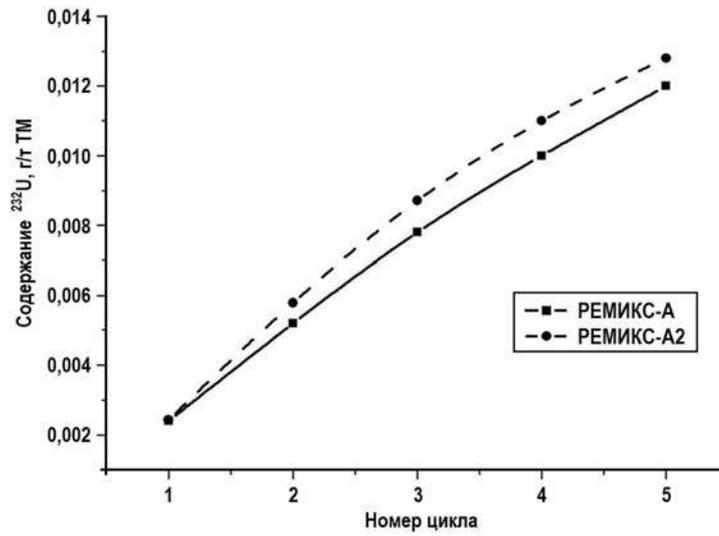


Рис. 1. Содержание ^{232}U в свежем топливе РЕМИКС-А и РЕМИКС-А2 в зависимости от рецикла

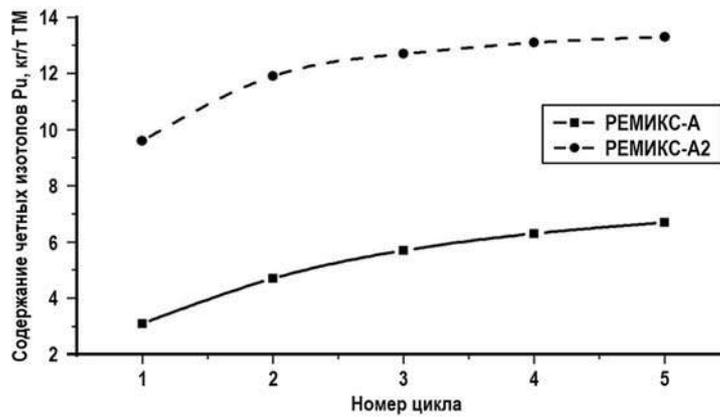


Рис. 2. Содержание четных изотопов плутония в свежем топливе РЕМИКС-А и РЕМИКС-А2 в зависимости от рецикла

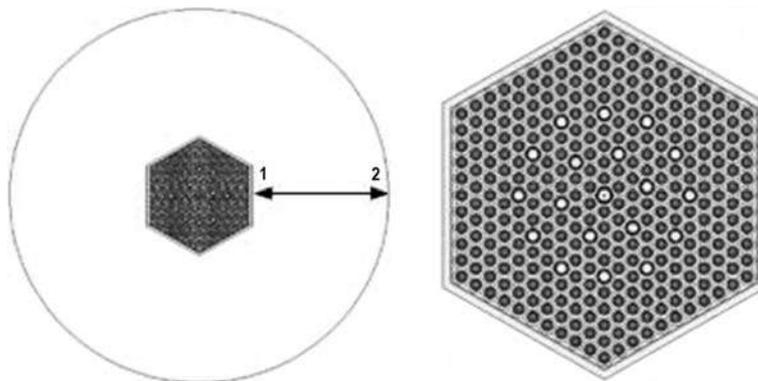


Рис. 3. ТВС ВВЭР-1000. Расчет проводился в точках 1 (на поверхности) и 2 (30 см от поверхности)

Мощность дозы выгоревшего топлива рассчитывалась для первого рецикла при выгорании 49,2 ГВт·сут/т ТМ. Полученные результаты представлены в табл. 5.

Таблица 5

Мощность дозы ионизационного излучения на 30 см от поверхности ТВС

Состав ТВС	UO ₂	РЕМИКС-А	РЕМИКС-А2	РЕМИКС-Б
Свежее топливо, мкЗв/ч	5	65	196	214
Свежее топливо с выдержкой 0,5 года, мкЗв/ч	23	143	314	368
Выгоревшее топливо без выдержки, Зв/ч	6,95·10 ⁴	6,95·10 ⁴	686	–
Выгоревшее топливо с выдержкой 0,5 года, Зв/ч	586	584	583	–
Выгоревшее топливо с выдержкой 5 лет, Зв/ч	98	98	99	138

Для топлива РЕМИКС-А и РЕМИКС-А2 мощность дозы была рассчитана для свежего топлива каждого из 5 рециклов, время выдержки топлива принималось равным 180 дней. Полученные данные приведены на рис. 4.

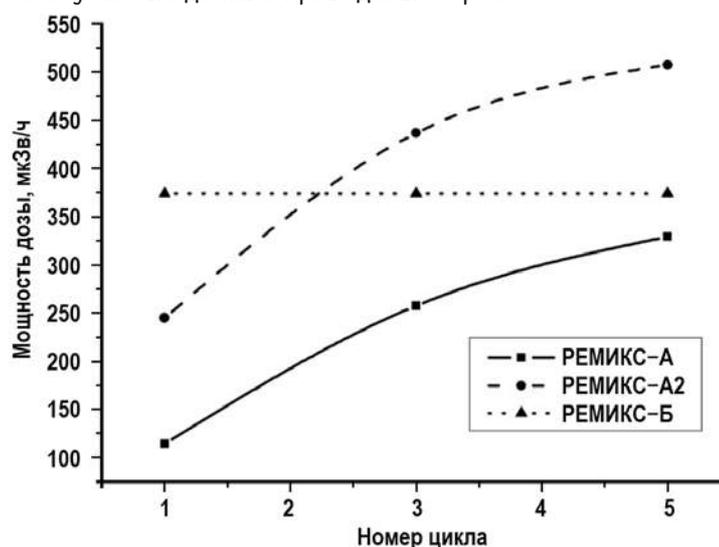


Рис. 4. Мощность эквивалентной дозы от ТВС со свежим топливом РЕМИКС для пяти рециклов на расстоянии 30 см от ее поверхности

Основной вклад в мощность дозы вносят гамма-кванты, нейтроны спонтанного деления изотопов плутония и нейтроны из реакций (α , n). Рисунок 5 показывает вклад в мощность эквивалентной дозы каждого изотопа урана и плутония в отдельности для свежего топлива РЕМИКС-А первого рецикла. Из рисунка видно, что основной вклад в γ -излучение вносят ²³²U и ²⁴¹Pu. Непосредственно сами эти изотопы вносят малый вклад в мощность γ -излучения. Основной вклад в мощность дозы вносят продукты их распада – ²⁰⁸Tl и ²⁴¹Am. Спонтанно делятся с выходом нейтронов, в основном, четные изотопы плутония. Плутоний, кроме того, распадается с выделением α -частиц, которые взаимодействуют с кислородом с образованием нейтронов.

На рисунке 6 отображен вклад в мощность эквивалентной дозы от ²³²U, ²⁴¹Pu и четных изотопов Pu для свежего топлива РЕМИКС-А в зависимости от рецикла. Из рисунка видно, что вклад от гамма-излучения от продуктов распада ²³²U и ²⁴¹Pu с рециклом увеличивается, но незначительно по сравнению с вкладом в мощность дозы от четных изотопов плутония.

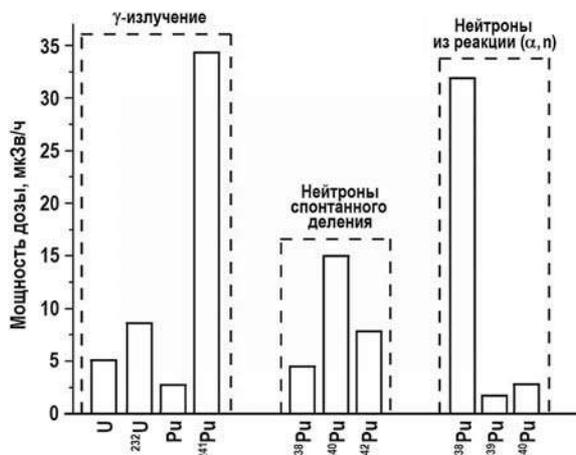


Рис. 5. Вклад в мощность эквивалентной дозы от изотопов урана и плутония

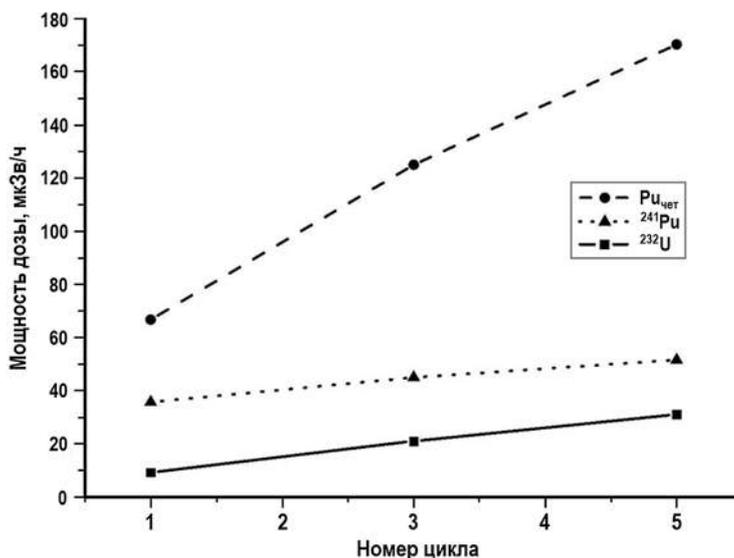


Рис. 6. Вклад от различных изотопов в мощность эквивалентной дозы от ТВС со свежим топливом РЕМИКС-А для пяти рециклов на расстоянии 30 см от поверхности

ТОПЛИВО РЕМИКС-Б

Рассмотрим вариант топлива РЕМИКС-Б. В основе этого топлива лежит полное разделение урана и плутония при переработке ОЯТ и последующее обогащение регенерированного урана. Состав получаемого таким образом свежего топлива приведен в табл. 6. Для исследования потенциала данного топлива был проведен расчет его выгорания для разных значений с помощью программы MSU5. Полученные результаты также представлены в табл. 6. Изотопный состав регенерированного урана топлива РЕМИКС-Б свидетельствует о его непригодности к последующему использованию в качестве топлива в замкнутом ЯТЦ тепловых реакторов без дополнительной очистки от ²³²U и ²³⁶U.

Для топлива РЕМИКС-Б были рассчитаны эквивалентные дозы от ТВС на расстоянии 30 см от поверхности. Полученные данные приведены в табл. 5 и на рис. 4. В процессе обогащения регенерированного урана в нем увеличивается содержание ²³²U и соответственно увеличивается вклад в мощность дозы от продуктов его рас-

пада по сравнению с топливом РЕМИКС-А. Также за счет увеличения доли плутония в топливе до 3% увеличивается вклад в мощность дозы от изотопов плутония (рис. 7).

Таблица 6

Содержание (кг/т ТМ) U и Pu в топливе РЕМИКС-Б

Состав	Уран-плутониевое топливо, кг/т исходного топлива				
	Свежее	Выгорание, ГВт-сут/т ТМ			
		49,2	60	65	70
^{232}U	$1,58 \cdot 10^{-5}$	$1,62 \cdot 10^{-5}$	$1,83 \cdot 10^{-5}$	$1,94 \cdot 10^{-5}$	$2,05 \cdot 10^{-5}$
^{235}U	43,7	19,4	15,4	13,7	12,1
^{236}U	22,0	25,8	26,1	26,2	26,2
^{238}U	904,2	926,8	930,4	932,0	933,3
$\Sigma(\text{U})$	970,0	972,0	972,0	971,9	971,8
Pu(чет)	10,5	12,2	12,8	13,0	13,3
Pu(нечет)	19,5	15,8	15,3	15,1	14,9
$\Sigma(\text{Pu})$	30,0	28,0	28,0	28,1	28,2
U + Pu	1000,0	1000,0	1000,0	1000,0	1000,0
Эф. обогащ., %	4,65	1,66	1,18	0,99	0,80

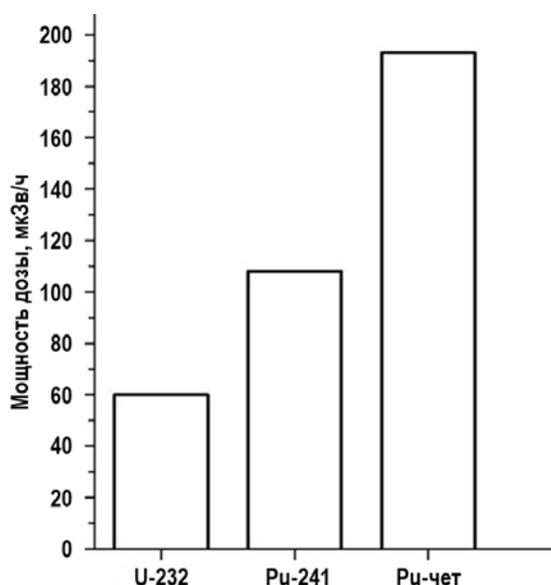


Рис. 7. Вклад в мощность эквивалентной дозы от изотопов урана и плутония для топлива РЕМИКС-Б

Поскольку содержание продуктов распада ^{232}U и ^{241}Pu (^{208}Tl и ^{241}Am соответственно) сильно зависит от времени выдержки топлива после изготовления, то дополнительно было проведено исследование изменения мощности эквивалентной дозы от ТВС со свежим РЕМИКС-топливом в зависимости от времени выдержки. Данное исследование было проведено на примере свежего топлива РЕМИКС-Б (состав приведен в табл. 6). Для этого с помощью программы EASY-2010 рассчитывались спектры гамма-излучения от свежего топлива для различного времени его

выдержки, а затем по программе MCNP рассчитывалась мощность эквивалентной дозы от ТВС с данным топливом. Полученные результаты приведены на рис. 8.

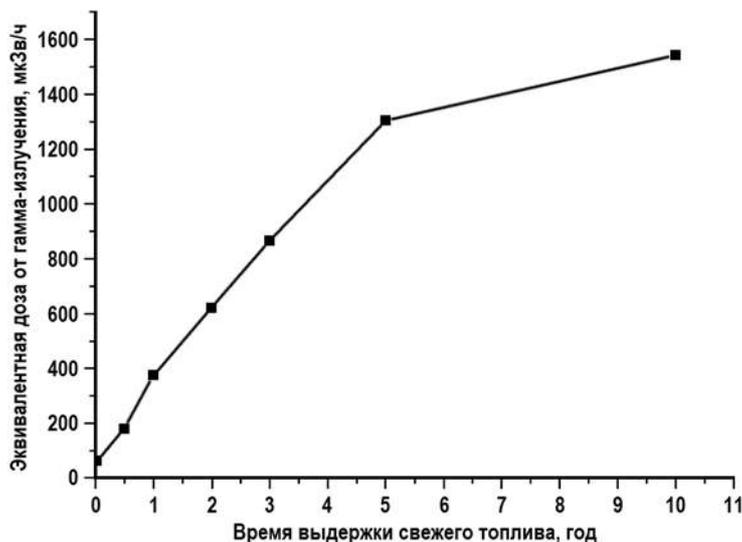


Рис. 8. Зависимость эквивалентной дозы гамма-излучения от ТВС со свежим топливом РЕМИКС-Б от времени выдержки свежего топлива после его изготовления

Из рисунка видно, что мощность эквивалентной дозы от свежего РЕМИКС-топлива сильно возрастает со временем его выдержки, поэтому в целях минимизации мощности дозы от ТВС со свежим РЕМИКС-топливом необходимо максимально сократить время от его изготовления до загрузки в реактор.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассчитаны изменения изотопного состава свежего РЕМИКС-топлива трех типов в процессе его рециклирования в реакторах ВВЭР-1000. Показано, что топливо РЕМИКС-А и РЕМИКС-А2 можно рециклировать больше пяти раз без существенного снижения его ядерной ценности.

Рециклирование урана и плутония ведет к увеличению мощности эквивалентной дозы от свежего топлива. Наибольший вклад в мощность дозы вносят четные изотопы плутония, количество которых в топливе увеличивается с каждым рециклом. Также существенный вклад в мощность дозы дают продукты распада ^{232}U и ^{241}Pu . Вклад от ^{232}U наиболее ощутим для топлива РЕМИКС-Б, так как его содержание увеличивается в процессе обогащения регенерированного урана.

В случае перехода на РЕМИКС-топливо вероятнее всего потребуется дополнительная защита персонала при изготовлении ТВС и при их транспортировке. Для минимизации вклада в мощность дозы от продуктов распада ^{232}U и ^{241}Pu в свежем РЕМИКС-топливе необходимо максимально сократить срок его поставки в реакторы.

Литература

1. Федоров Ю.С., Бибичев Б.А. и др. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – № 2. – С. 136-141.
2. Nuclear Science. Physics of Plutonium Recycling. Volume VI. Multiple Pu Recycling in Advanced PWRs. NEA OECD. – 2002. ISBN: 92_64_19957_8. – P. 9.
3. Декусар В.М., Каграманян В.С. и др. Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. – С. 109-117.

4. Павловичев А.М., Павлов В.И. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – № 6. – С. 407-413.

5. Павловичев А.М., Павлов В.И. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из смеси регенерированного урана, плутония и обогащенного урана // Атомная энергия. – 2008. – Т. 104. – № 4. – С. 196-198.

6. Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С. и др. Возможность использования топлива из смеси обогащенного регенерированного урана и регенерированного плутония для 100%-ной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 6. – С. 307-314.

7. Андросенко П.А., Алексеев Н.И. и др. MCU-FREE с банком данных MDBFREE50. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2010613800. – 2010.

8. Meplan O., Wilson J. et al. MURE, MCNP Utility for Reactor Evolution, User Guide – Version 1.9 // Report LPSC 0912. – 2012.

9. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 // Отчет Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-UR-03-1987. – 2003.

10. Павловичев А.М., Павлов В.И., Бибичев Б.А. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВЭР-1000 со 100 %-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония // Отчет РИЦ «Кучатовский институт». – Инв. №32/1-118-405, М. – 2005.

11. Forrest R.A. The European Activation System: EASY-2007 overview. UKAEA FUS 533.

Поступила в редакцию 08.02.2016 г.

Авторы

Постоварова Дарья Владимировна, начальник лаборатории
E-mail: d.v.postovarova@khlopin.ru

Ковалёв Никита Владимирович, младший научный сотрудник
E-mail: kovalev@khlopin.ru

Онегин Михаил Сергеевич, ведущий инженер
E-mail: onegin@khlopin.ru

Бибичев Борис Анатольевич, ведущий научный сотрудник
E-mail: bibichev@khlopin.ru

UDC 621.039.5

RADIATION CHARACTERISTICS OF REMIX-FUEL MULTIRECYCLING IN VVER-1000 REACTOR

Postovarova D.V., Kovalev N.V., Onegin M.S., Bibichev B.A.

«V.G. Khlopin Radium Institute»

28, 2-nd Murinsky av., St.-Petersburg, 194021 Russia

ABSTRACT

In this article REMIX-fuel multirecycling in VVER-1000 reactor is considered. The REMIX-fuel is a mixture of regenerated uranium and plutonium with enriched uranium. Multirecycling of regenerated uranium and plutonium in thermal reactors can provide more effective use of nuclear fuel, reducing the volume of spent nuclear fuel destined for disposal, and reducing the risk of proliferation of nuclear materials. However, recycling of plutonium leads to accumulation of its non fissile isotopes, and recycling of uranium leads to accumulation of ^{232}U . This leads to deterioration of the radiation characteristics of fuel assemblies with fresh fuel. The changes in the isotopic composition of a three types of REMIX fuel during multirecycling in VVER-1000 reactor was calculated. It is shown that for REMIX-

A and REMIX-A2 fuel more than five recycling are possible without significantly fuel degradation. Equivalent dose from fresh REMIX fuel assembly was calculated depending on the number of cycles and on the time between fuel manufacture and fuel-rod loading. Equivalent dose near the fuel assembly is the important characteristic of radiation danger of nuclear fuel. The relative contribution of different radio nuclides to the equivalent dose was determined. Calculation results concerning the accumulation of ²³²U and non fissile Pu isotopes depending on the number of recycles are presented.

Keywords: REMIX fuel, fuel cycle, water-moderated water-cooled power reactor, uranium, plutonium, uranium multirecycling, plutonium multirecycling, isotope composition, equivalent dose, spent nuclear fuel.

REFERENCES

1. Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zil'berman B.Ya., Kudryavtsev E.G. Use of regenerated uranium and plutonium in thermal reactors. *Atomic Energy*. 2005, v. 99, no. 2, pp. 572-576 (in Russian).
2. Nuclear Science. Physics of Plutonium Recycling. Volume VI. Multiple Pu Recycling in Advanced PWRs. NEA OECD. – 2002. ISBN: 92_64_19957_8, p. 9.
3. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A. Yu. The comparison analyses of BBER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling were made. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 4, pp. 109-117 (in Russian).
4. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Yu.M., Kudryavtsev E.G., Fedorov Yu.S., Bibichev B.A. Neutron-physical characteristics of a VVER core with 100% load of reprocessed uranium and plutonium fuel. *Atomic Energy*. 2006, v. 101, no. 6, pp. 863-868 (in Russian).
5. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Yu.M., Kudryavtsev E.G., Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zil'berman B.Ya. Neutron-physical characteristics of a VVER-1000 core with 100% fuel load consisting of a mixture of recovered uranium and plutonium and enriched uranium. *Atomic Energy*. 2008, v. 104, no. 4, pp. 257-261 (in Russian).
6. Zil'berman B.Ya., Fedorov Yu.S., Rimcky-Korsakov A.A., Bibichev B.A., Chubarov M.N., Alekseev P.N. Possibility of use of fuel consisting of mixture enriched recover uranium and recover plutonium in VVER-1000 core with 100% fuel load. *Atomic Energy*. 2012, v. 113, no. 6, pp. 307-314 (in Russian).
7. Androsenko P.A., Alekseev N.I., Bolshagin S.N. MCU-FREE s bankon dannih MDBFREE50. Svidetelstvo o gosudarstvennoy registracii programmi dlya EVM № 2010613800. 2010 (in Russian).
8. Meplan O., Wilson J., Bidaud A., David S., Capellan N., Leniau B., Nuttin A., Havluj F., Vocka R., Chambon R., Michel-Sendis F., Perdu F., Perrot L. MURE, MCNP Utility for Reactor Evolution, User Guide – Version 1.9. Report LPSC 0912. – 2012.
9. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987. 2003.
10. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Bibichev B.A. Neutron-physical characteristics of a VVER core with 100% load of reprocessed uranium and plutonium fuel. Kurchatov Institute's report. №32/1-118-405. Moscow 2005 (in Russian).
11. Forrest R.A. The European Activation System: EASY-2007 overview. UKAEA FUS 533.

Authors

Postovarova Dar'ya Vladimirovna, Head of Laboratory

E-mail: d.v.postovarova@khlopin.ru

Kovalyov Nikita Vladimirovich, Junior Researcher

E-mail: kovalev@khlopin.ru

Onegin Mihail Sergeevich, Leading Engineer

E-mail: onegin@khlopin.ru

Bibichev Boris Anato'levich, Leading Researcher

E-mail: bibichev@khlopin.ru

ПЕРСПЕКТИВНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РФ С ПРИВЛЕЧЕНИЕМ НЕЗНАЧИТЕЛЬНОГО КОЛИЧЕСТВА ТОРИЯ ОТ ТЕРМОЯДЕРНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ С Th-БЛАНКЕТОМ

Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелёв, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ
НИЯУ МИФИ, 115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Цель работы – поиск решения таких основных задач ЯЭ, как сокращение объема операций во внешней части ядерного топливного цикла и повышение его защищенности от неконтролируемого распространения делящихся материалов путем наименьших изменений в топливном цикле. Проанализированы результаты, полученные авторами ранее, а также привлечена новая информация о количестве имеющегося тория в РФ и сделаны дополнительные оценки. Рассмотрена возможная роль имеющихся в России запасов ториевого ресурса на вовлечение тория в замыкаемый в настоящее время (U-Pu)-топливный цикл ядерной энергетики страны. Показана эффективность применения термоядерных источников нейтронов с ториевым бланкетом для экономного использования имеющихся запасов тория.

Сделан вывод о том, что включение термоядерных источников нейтронов с Th-бланкетом в будущую ЯЭ для наработки легкой урановой фракции $^{232+233+234}\text{U}$, а также ^{231}Pa позволит в существенной степени решить проблемы ЯЭ и повысить ее экспортный потенциал.

Ключевые слова: гибридный термоядерный реактор СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ с Th-бланкетом, легкая урановая фракция, протактиний-231, многоизотопное урановое топливо, стабилизация размножающих свойств, защищенность делящихся материалов от неконтролируемого распространения.

ВВЕДЕНИЕ

Замыкание топливного цикла, которое в настоящее время осуществляется в нашей стране, повлечет за собой существенное повышение эффективности использования урана. Поэтому вовлечение в топливный цикл еще и ториевых сырьевых ресурсов для еще большего расширения уже практически неограниченной урановой топливной базы не выглядит мало-мальски обоснованным, так как это немалые дополнительные затраты на разработку и промышленное внедрение технологий добычи, первичной переработки, изготовления и обращения с другим топливным материалом. Уместно заметить, что на такой шаг (широкое вовлечение тория в ядерную энергетику) до сих пор еще не решилась ни одна страна в мире (даже Индия с ее большими ториевыми запасами).

© Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелёв, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ, 2016

Поэтому привлечение тория в ядерную энергетику (ЯЭ) при ее переходе к замкнутому топливному циклу должно обосновываться иными и очень весомыми соображениями. Как известно, физические характеристики энергетических реакторов на тепловых нейтронах заметно улучшаются при переходе с ($^{235}\text{U}+^{238}\text{U}$)-топлива на топливо $^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$. Именно это важное обстоятельство было принято во внимание, когда формировалась «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI в.» [1]. В ней определено, что с замыканием (U+Pu)-цикла будет вовлекаться торий и тепловые реакторы будут постепенно переводиться на ($^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$)-топливо.

ПРИВЛЕЧЕНИЕ ТОРИЯ ДЛЯ ГЕНЕРАЦИИ «ЛЕГКОЙ» УРАНОВОЙ ФРАКЦИИ

Обсуждая проблему вовлечения тория в замыкаемый ядерный топливный цикл необходимо обратить внимание на одно немаловажное (в практическом плане) обстоятельство. Как известно, с самого начала развития ядерной энергетики и по настоящее время в смысле топливоиспользования она базируется на «тяжелой» урановой фракции $^{235}\text{U}+^{238}\text{U}$, причем изотоп ^{236}U используется в составе регенерированного урана.



Рис. 1. Цепочки нуклидных превращений в торий-урановом топливе

В случае привлечения тория в топливе появится хотя и новый (по изотопному составу), но все же урановый материал в соответствии с реакциями (рис. 1):

- 1) захват нейтронов торием с накоплением делящегося ^{233}U ;
- 2) пороговые реакции быстрых нейтронов с энергией, превышающей энергию связи нейтронов в ядре:



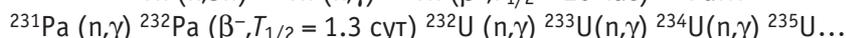
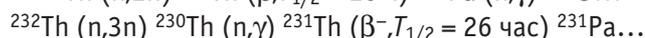
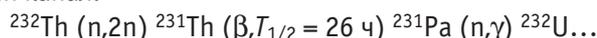
- 3) захват нейтрона образующимся протактинием $^{231}\text{Pa} (n,\gamma) \dots ^{232}\text{U}$.

В результате этих реакций в облучаемом тории наряду с ^{233}U накапливаются ^{231}Pa и ^{232}U .

Поэтому можно сказать, что при облучении тория инициируются цепочки нуклидных превращений, которые можно сгруппировать следующим образом.

1. «Традиционная» ветвь, начинающаяся с захвата нейтрона торием – захватный канал:
 $^{232}\text{Th} (n,\gamma) ^{233}\text{Th} (\beta^-, T_{1/2} = 22 \text{ мин}) ^{233}\text{Pa} (\beta^-, T_{1/2} = 27 \text{ сут}) ^{233}\text{U} (n,\gamma) ^{234}\text{U} (n,\gamma) \dots$

2. «Нетрадиционная» ветвь, начинающаяся с пороговых реакций (n,2n) и (n,3n) на тории – пороговый канал:



Видно, что вовлечение тория приведет, по существу, к наработке «легкой» урановой фракции – смеси легких изотопов урана $^{232}\text{U}+^{233}\text{U}+^{234}\text{U}$, доминирующая доля (и роль) в которой будет приходиться на привлекательный делящийся изотоп ^{233}U .

При использовании такого урана топливный цикл энергетических реакторов (и тепловых, и быстрых) на длительное время (даже можно сказать, на очень длительное время, учитывая практически неограниченные ресурсы как урана, так и тория) может базироваться либо на урановом топливе, либо на смешанном (U+Pu)-топливе с утилизацией плутония и младших актинидов. Причем изотопный состав урана в составе топлива реакторов будет формироваться из смеси нарабатываемой легкой фракции $^{232+233+234}\text{U}$ и используемого регенерированного урана.

Поэтому, если сосредоточить наработку этой легкой урановой фракции из ториевого сырья в относительно небольшом количестве очень эффективных наработчиков делящегося материала, то основной парк энергетических реакторов будет подпитываться по-прежнему урановым топливом. В качестве таких наработчиков можно рассматривать, в первую очередь, гибридные термоядерные реакторы СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ с Th-бланкетом и, например, с параметрами плазмы, уже достигнутыми в современных экспериментальных установках. Определенным, но существенно меньшим потенциалом в этом отношении обладают электроядерные установки с Th-бланкетом и быстрые реакторы.

Таким образом, в замкнутом (Th- ^{233}U - ^{235}U - ^{238}U -Pu)-топливном цикле в результате многократного рециклирования топлива и при подпитке накапливаемой легкой урановой фракцией будет реализовываться (Th- ^{232}U - ^{233}U - ^{234}U - ^{235}U - ^{236}U - ^{238}U -Pu)-топливный цикл с многоизотопной (^{232}U - ^{233}U - ^{234}U - ^{235}U - ^{236}U - ^{238}U)-урановой фракцией, включающей в себя практически все изотопы урана. При этом в будущем «центр тяжести» топливного цикла сместится с делящегося ^{235}U на ^{233}U .

Эта легкая урановая фракция, будучи смешана с основной массой регенерата урана в топливе, станет своего рода низкообогащенным урановым топливом энергетических ядерных реакторов. Это важный благоприятный фактор, позволяющий ослабить проблему неконтролируемого распространения делящегося материала. Кстати, три легких изотопа урана (^{232}U , ^{233}U , ^{234}U) являются наиболее «радиоактивными» по сравнению с остальными изотопами урана, что служит дополнительным фактором, повышающим защищенность такого уранового топлива.

Как показали расчетно-теоретические исследования, при облучении тория быстрыми нейтронами наряду с накоплением легкой урановой фракции $^{232+233+234}\text{U}$, накапливаются легкие нуклиды ^{231}Pa и ^{230}Th [2, 3]. Если нуклид ^{231}Pa может быть выделен из облученного тория с помощью химических методов, то ^{230}Th при дальнейшем облучении тория, захватывая нейтрон, превращается в ^{231}Pa , который затем также может быть выделен.

Образование ^{231}Pa при облучении тория неверно было бы расценивать как накопление побочного ненужного продукта – поглотителя нейтронов. Его добавление в урановое топливо энергетических реакторов инициирует цепочку нуклидных превращений $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$, которая придает этому топливу новое качество – стабилизация размножающих свойств топлива при глубоком выгорании [3]. Это открывает возможность реализовывать длительные топливные кампании, что увеличит автономность ядерных источников энергии и в итоге повысит экспортный потенциал всей ядерной энерготехнологии.

Таким образом, вовлечение тория в замыкаемый ядерный топливный цикл может способствовать решению ряда принципиальных проблем ЯЭ, с которыми она может столкнуться уже в обозримом будущем. Некоторые из них, весьма важные, к настоящему времени достаточно ясно обозначились, другие «узкие места», которые возникнут в крупномасштабной ЯЭ с замкнутым топливным циклом, уже предсказываются.

При этом имеется в виду, что существуют, по меньшей мере, три такие проблемы. Первая из них связана с необходимостью сокращения объема операций во внеш-

ней части ядерного топливного цикла (ЯТЦ) за счет существенного увеличения глубины выгорания топлива в энергетических реакторах. Вторая проблема – необходимость повышения защищенности ЯТЦ от неконтролируемого распространения делящихся материалов, что может значительно расширить экспортный потенциал технологии ЯЭ. Третья проблема – необходимость обезвреживания радиоактивных отходов путем превращения (трансмутации) долгоживущих продуктов деления (и, конечно, младших актинидов) в короткоживущие и стабильные нуклиды. В настоящее время указанные проблемы оказывают негативное влияние на общественное мнение относительно будущего крупномасштабной ядерной энерготехнологии.

ОСОБЕННОСТИ РЕШЕНИЯ РЕСУРСНОЙ ТОРИЕВОЙ ПРОБЛЕМЫ ДЛЯ РОССИИ

Ранее уже обращалось внимание на две особенности, обычно высказываемые в связи с вовлечением в ЯЭ тория – другого сырьевого ресурса, наряду с природным ураном. Первая особенность состоит в том, что потребуются промышленная реализация иной технологии топлива (по сравнению с существующей урановой технологией), поскольку материаловедение, связанное с торием, отличается от уранового. Вторая особенность обусловлена тем, что преобразования потребуются не только в технологии обращения с топливом при его рециклировании, хранении и захоронении. Они потребуются (что весьма капиталоемко) начиная с добычи и первичной переработки ториевой руды. Поэтому важным является вопрос о том, в каких масштабах может потребоваться (или не потребуются) развертывание промышленности по добыче тория, которой в настоящее время, вообще говоря, еще не существует ни в одной стране мира.

Ведь торий, как известно, до сих пор находит весьма ограниченное применение в народном хозяйстве, например, в химической и металлургической промышленности, в электронике и медицине [4]. По разным оценкам, это применение весьма ограничено и составляет от нескольких десятков до 200 – 300 тонн в год.

В настоящее время торий добывается, по существу, как побочный продукт при добыче группы редкоземельных элементов, отделяется от руды при ее первичной переработке и откладывается для хранения и последующего использования. Как побочный продукт он также извлекается и при добыче урана в смешанных уран-ториевых месторождениях [5 – 7].

Однако, рассматривая эту проблему, нужно учитывать специфические особенности и различия при добыче и использовании уранового топливного ресурса от использования ториевого ресурса. Во-первых, это связано с тем, что большой масштаб урановой добывающей промышленности определяется не собственно делящимся ^{235}U , а тем, что его содержание в природном уране составляет всего около 0.711%. Поэтому чтобы получить тонну ^{235}U приходится добывать 170 – 200 тонн природного урана (с учетом неполного извлечения ^{235}U при изотопном обогащении).

Поскольку у природного тория нет эффективного делящегося изотопа, подобного ^{235}U , вовлечение тория в топливный цикл не обязательно должно потребовать подобных масштабов его добычи, поскольку добыча тория может ограничиваться его «расходом» только на наработку делящегося ^{233}U . Во всяком случае, это будет в сильной степени определяться структурой построения топливного цикла и использования в нем тория.

Для оценки его минимального «расхода» можно исходить из следующего простого соображения. В каждом легководном реакторе мощностью 1000 МВт (эл.) сгорает ежегодно порядка 960 кг делящегося материала, около 60% из них приходится на ^{235}U (576 кг), а с учетом радиационного захвата нейтронов и образования ^{236}U – примерно на 40% больше, т.е. около 800 кг ^{235}U в год на один «миллионный» блок.

Ядерная энергетика России середины XXI в. мыслится на уровне 50 – 70 ГВт (эл.). Поэтому, если теперь этот расходимый ^{235}U заменять на ^{233}U , то при прочих равных условиях «расход» тория при его облучении нейтронами (и накоплении ^{233}U) для ЯЭ России середины XXI в. будет настолько низкий (около 40 – 56 тонн ежегодно), что не потребуются освоения дополнительных месторождений и развертывания добывающих мощностей в стране.

Дело в том, что в настоящее время хранящиеся на складах запасы ториевого монацитового концентрата в окрестности г. Красноуфимска (Свердловская область) составляют 82 000 тонн с содержанием тория в нем около 4.7 вес.%, т.е. в количестве 3 800 тонн [8]. Даже этих имеющихся складских запасов могло бы хватить для ЯЭ России масштаба середины XXI в. примерно на 70 лет.

Наряду с расходом тория на его превращение в ^{233}U необходимо учитывать потребности на заполнение бланкетов наработчиков и топливного цикла переработки. Химическая переработка облученного сырьевого материала может производиться практически без выдержки, как это рассматривается для ТИН с жидкосолевым бланкетом [9], поэтому в нашей оценке эту выдержку можно не учитывать.

Что касается потребности в тории для заполнения бланкета, то эта составляющая может оказаться существенной. Для подтверждения обратимся к проекту опытно-промышленного гибридного термоядерного наработчика плутония с U-бланкетом, который был разработан в 70 – 80 годах прошлого столетия в «Курчатовском институте» [10]. Урановый бланкет этого гибридного наработчика размещался за первой стенкой в зоне толщиной 20 см и содержал (U-Mo)-сплав обедненного урана. Термоядерная мощность составляла 578 МВт (тепл.), нейтронная нагрузка на первую стенку – 0.8 МВт/м², наработка плутония – 4.0 т/год. Полная загрузка урана в бланкет этого гибридного термоядерного наработчика оценена величиной 1040 тонн.

Если принять эту оценку в качестве загрузки тория в бланкет ТИН с Th-бланкетом и учесть ежегодный расход тория на образование урана-233 на рассматриваемом максимальном уровне для ЯЭ РФ середины XXI в. (70 ГВт (эл.)), то оказывается, что имеющегося запаса тория, находящегося под Красноуфимском, хватит для работы двух таких гибридных наработчиков на более чем четверть века. Далее потребуется либо добыча, либо покупка Th-сырья.

Однако такая оценка может быть использована только в том случае, если торий не будет полностью присутствовать в составе топлива энергетических реакторов, т.е. он должен быть сосредоточен в ограниченном количестве эффективных наработчиков ^{233}U . Именно такой вариант структуры ЯЭ России и может быть реализован, если будет разработана концепция термоядерного источника нейтронов с ториевым бланкетом. Тогда включение в топливный цикл таких эффективных источников наработки ^{233}U даже в ограниченном количестве позволило бы обеспечить ядерную энергетику России искусственным урановым топливом (на базе делящегося ^{233}U) на достаточно длительный срок. При этом топливом тепловых реакторов будет многоизотопный уран, в котором доминирующими изотопами являются ^{233}U и ^{238}U .

Если в свежее топливо ($^{233}\text{U} + ^{238}\text{U}$) добавлять по несколько процентов нуклидов ^{231}Pa и ^{237}Np (или плутоний в виде ^{238}Pu), то, как уже отмечалось, при облучении в реакторе в уране появится «примесь» ^{232}U , причем в сопоставимом с содержанием ^{233}U количестве. Одновременно с этим к накапливаемому (при захвате нейтрона ^{238}U) плутонию будет «примешиваться» ^{238}Pu (накапливающийся по реакции $^{237}\text{Np} (n, \gamma) ^{238}\text{Np} \dots ^{238}\text{Pu}$) и тоже в сопоставимых с ^{239}Pu количествах. Это существенно повысит защищенность делящихся материалов в облученном топливе от неконтролируемого переключения на неэнергетические цели.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предлагается ввести термоядерные реакторы с Th-бланкетом в будущую ЯЭ РФ с замкнутым (U-Pu)-топливным циклом для наработки легкой урановой фракции $^{232+233+234}\text{U}$, а также ^{231}Pa , что приведет к реализации ($^{231}\text{Pa-Th-}^{232-233-234-235-236-238}\text{U-Pu}$)-топливного цикла. При этом

– топливный цикл сместится с делящегося ^{235}U на более привлекательный для тепловых энергетических реакторов ^{233}U ;

– легкая урановая фракция будет наиболее «защищенной» в урановом компоненте топлива, а смешанная с регенератом урана станет еще и низкообогащенным урановым топливом, что ослабит проблему неконтролируемого распространения делящегося материала;

– добавление ^{231}Pa в топливо стабилизирует его размножающие свойства, что позволит реализовать длительные топливные кампании, увеличить автономность ядерных источников энергии и в итоге повысить экспортный потенциал всей ядерной энерготехнологии;

– запасов тория, находящихся под Красноуфимском, хватит для работы ЯЭ России мощностью 70 ГВт (эл.) более чем на четверть века при использовании тория только в бланкетах термоядерных реакторов.

Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
2. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в бланкете гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом // Атомная энергия. – 1984. – Т. 56. – Вып. 5. – С. 289-291.
3. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Апсэ В.А. О потенциале гибридных (синтез-деление) наработчиков топлива для ядерных реакторов (глубокое выгорание, защищенное топливо, стабилизированные размножающие свойства). Монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2014. 116 с.
4. Гаврилин В.И., Зубков Л.Д., Петрова Н.В. Минеральное сырье. Торий. Справочник. – М.: ЗАО «Геоинформмарк», 1998. 27 с.
5. Кац Дж., Сиборг Г., Морс Л. Химия актинидов. Т.1. – М.: Мир, 1991, 525 с.
6. Godoy J.M., Godoy M.L.D.P., Aronne C.C. Application of inductively coupled plasma quadrupole mass spectrometry for the determination of monazite ages by lead isotope ratios // Journal of Brazil Chemical Society. – 2007. – Vol. 18.
7. Holmes A. The Pre-Cambrian and associated rocks of the District of Mozambique // Quarterly Journal of Geological Society. – 1918. – Vol. 74. – PP. 31-98.
8. URL http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25_1.pdf.
9. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла // ВАНТ, сер. «Термоядерный синтез». – 2014. – Том 4. – №37. – С. 3-8.
10. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е.. Опытно-промышленный гибридный наработчик делящегося топлива / Труды II Советско-Американского семинара. – 1978. – ИАЭ. – М.: Атомиздат. – С. 94-122.

Поступила в редакцию 03.02.2016 г.

Авторы

Куликов Геннадий Генрихович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: ggkulikov@mephi.ru

Шмелёв Анатолий Николаевич, профессор, д-р.техн. наук

E-mail: shmelan@mail.ru

Гераскин Николай Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: nigeraskin@mephi.ru

Куликов Евгений Геннадьевич, старший преподаватель, канд. техн. наук

E-mail: egkulikov@mephi.ru

Апсэ Владимир Александрович, заведующий НИЧ, канд. техн. наук

E-mail: apseva@mail.ru

UDC 621.039.1, 621.039.6

FUEL CYCLE OF RUSSIAN NUCLEAR POWER WITH INVOLVEMENT OF THORIUM RESOURCES AND THERMONUCLEAR NEUTRON SOURCE WITH Th-BLANKET

Kulikov G.G., Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov E.G., Apse V.A.
NRNU MEPhI, 115409, Moscow, Kashirskoe shosse, 31

ABSTRACT

The possible role of existing thorium reserves in Russia on engaging thorium in being currently closed (U-Pu)-fuel cycle of nuclear power of the country is considered. The application efficiency of thermonuclear neutron sources with thorium blanket for the economical use of existing thorium reserves is demonstrated.

The aim of the work is to find solutions of such major tasks as the reduction of both front-end and back-end of nuclear fuel cycle and an enhancing its protection against the uncontrolled proliferation of fissile materials by means of the smallest changes in the fuel cycle.

During implementation of the work we analyzed the results obtained earlier by the authors, brought new information on the number of thorium available in Russia and made further assessments.

On the basis of proposal on the inclusion of hybrid reactors with Th-blanket into the future NP for the production of light uranium fraction $^{232+233+234}\text{U}$, and ^{231}Pa , we obtained the following results:

1. The fuel cycle will shift from fissile ^{235}U to ^{233}U which is more attractive for thermal power reactors.
2. The light uranium fraction is the most "protected" in the uranium component of fuel, and mixed with regenerated uranium will in addition become a low enriched uranium fuel, that will weaken the problem of uncontrolled proliferation of fissile materials.
3. ^{231}Pa doping into the fuel stabilizes its multiplying properties that will allow us to implement long-term fuel residence time and eventually to increase the export potential of all nuclear power technologies.

4. The thorium reserves being near city Krasnoufimsk are enough for operation of large-scale NP of the RF of 70 GW (e.) capacity during more than a quarter century.

The general conclusion: the inclusion of a small number of hybrid reactors with Th-blanket into the future NP will allow us substantially to solve its problems, as well as to increase its export potential.

Key words: hybrid «FUSION-FISSION» reactor with Th-blanket, light uranium fraction, protactinium-231, multi-isotope uranium fuel, the stabilization of multiplication properties, the protection of fissile materials against uncontrolled proliferation.

REFERENCES

1. Strategiya razvitiya atomnoj energetiki Rossii v pervoj polovine XXI veka. Osnovnye polozheniya. Moscow, Minatom Rossii Publ., 2000 (in Russian).
2. Marin S.V., Shatalov G.E. Izotopnyj sostav topliva v blankete gibridnogo termoyadernogo reaktora s torievym ciklom. *Atomnaya energiya*. 1984, v. 56, no. 5, pp. 289-291.
3. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A. O potenciale gibridnyh (sintez-delenie) narabotnikov topliva dlja jadernyh reaktorov (glubokoe vygoranie, zashhishhennoe toplivo stabilizirovannye razmnozhashushhie svojstva). Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2014. 116 p. (in Russian).
4. Gavrilin V.I., Zubkov L.D., Petrova N.V. Mineral'noe syr'yo. Torij. Spravochnik. Moscow. ZAO

«Geoinformmark» Publ., 1998, p. 27 (in Russian).

5. Кас Dzh., Siborg G., Mors L. *Himiya aktinidov*. Vol. 1. Moscow. Mir Publ., 1991, 525 p. (in Russian).

6. Godoy J.M., Godoy M.L.D.P., Aronne C.C. Application of inductively coupled plasma quadrupole mass spectrometry for the determination of monazite ages by lead isotope ratios. *Journal of Brazil Chemical Society*. 2007, v. 18.

7. Holmes A. The Pre-Cambrian and associated rocks of the District of Mozambique. *Quarterly Journal of Geological Society*. 1918, v. 74, pp. 31-98.

8. Available at: http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25_1.pdf.

9. Velihov E.P., Koval'chuk M.V., Azizov Je.A., Ignat'ev V.V., Subbotin S.A., Cibul'skij V.F. Gibridnyj termojadernyj reaktor dlja proizvodstva jadernogo gorjuchego s minimal'nyim radioaktivnym zagrjazneniem toplivnogo cikla. *VANT, ser. «Termoyadernyj sintez»*, 2014, v. 4, no. 37, pp. 3-8 (in Russian).

10. Gornostaev B.D., Gur'ev V.V., Orlov V.V., Shatalov G.E. Opytno-promyshlennyj gibridnyj narabotchik delyashhegosya topliva. *Trudy II Sovetsko-Amerikanskogo Seminara. IAE, Atomizdat Publ.*, 1978, pp. 94-122 (in Russian).

Authors

Kulikov Gennady Genrikhovich, Leading Researcher Engineer, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: ggkulikov@mephi.ru

Shmelyov Anatoly Nikolaevich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: shmelan@mail.ru

Geraskin Nikolai Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: nigeraskin@mephi.ru

Kulikov Evgeny Gennad'evich, Senior lecturer, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: egkulikov@mephi.ru

Apse Vladimir Aleksandrovich, Head of Scientific Research Activities, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: apseva@mail.ru

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА С ТВЭЛЬНЫМ ПОДОГРЕВОМ В РЕАКТОРЕ БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина,

Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова

АО «ГНЦ НИИАР». 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10



В реакторе БОР-60 проводятся испытания перспективных материалов и элементов активных зон ядерных реакторов нового поколения. Для высокотемпературных испытаний образцов исследуемых материалов предложен новый тип облучательного устройства (ОУ) – устройство с твэльным подогревом, которое имеет ряд преимуществ перед ОУ ампульного типа, часто использующимся в настоящее время. Проведены расчетно-экспериментальные исследования ОУ с твэльным подогревом в активной зоне реактора БОР-60. Результаты специально проведенного методического эксперимента подтвердили возможность обеспечения температурных условий облучения исследуемых образцов. Для нейтронно-физических расчетов использовался прецизионный код MCU-RR, теплогидравлические расчеты проведены по программному комплексу ANSYS CFX. Сравнение расчетных значений температур с экспериментальными данными показало совпадение в пределах погрешности эксперимента, что свидетельствует о пригодности выбранных расчетных программ, моделей и методик. Проведены расчетно-экспериментальные исследования распределения температур в ОУ с твэльным подогревом при выгрузке из реактора и постановке в канал сухой выдержки. Мощность остаточного тепловыделения в твэлах ОУ рассчитывалась по программе AFPA, а температурные поля – по ANSYS CFX. Показано, что допустимое максимальное значение температуры на оболочке твэла не превышает при выгрузке ОУ из реактора после выдержки в течение двух суток с момента останова реактора.

Ключевые слова: реактор, облучательное устройство, образцы, твэл, тепловыделение, мощность, температура, термopара, ядерное топливо, обогащение, теплоноситель.

ВВЕДЕНИЕ

В реакторе БОР-60 [1] проводится большой объем экспериментальных исследований и различных облучательных программ с целью обоснования работоспособности новых перспективных материалов и конструкций отдельных реакторных элементов, возможности повышения максимального выгорания ядерного топлива (ЯТ), достижения предельных флюенсов нейтронов и повреждающих доз, изучения закономерностей изменения свойств различных материалов под облучением [2]. При проведении реакторных испытаний используются различные типы облу-

© *А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина,
Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова, 2016*

чательных устройств (ОУ).

Как правило, образцы исследуемых материалов размещаются в пределах высоты активной зоны (45 см), но могут также располагаться и на уровне торцевых зон воспроизводства (верхняя – 100 мм, нижняя – 150 мм). Радиальные размеры ограничены внутренним размером чехла сборки «под ключ» (42 мм). Кроме того, в большинстве случаев для обеспечения теплоизоляции исследуемых образцов от соседнихборок применяется конструкция ОУ с двойным чехлом, в этом случае внутренний размер чехла «под ключ» составляет 38 мм. Диаметр ампул, в которых размещаются образцы, как правило, находится в диапазоне 32 – 38 мм.

Испытания различных неделящихся материалов (стали, сплавы, поглотители, замедлители) при высоких температурах (400 – 700°C и выше), как правило, проводятся в ОУ ампульного типа. При этом образцы размещаются в герметичных ампулах с двойной стенкой, а требуемая температура образцов обеспечивается подбором размера теплоизолирующего зазора между стенками и состава газа, заполняющего зазор (аргон, гелий, неон или их смеси). Образцы в ампулах могут находиться в различных средах (натрий, свинец-висмут, свинец, газ и т.д.).

Основные недостатки ОУ ампульного типа:

- высокая неравномерность распределения температур;
- существенное уменьшение полезного объема в ОУ, в которое могут загружаться исследуемые материалы;
- отсутствует возможность извлечения образцов из герметичных ампул для их замены или проведения промежуточных вне реакторных исследований;
- температура образцов определяется только расчетным путем (с нормировкой на измеренные значения эксплуатационных параметров);
- температура образцов чувствительна к изменениям тепловой мощности реактора, т.к. слабо зависит от расхода теплоносителя через ОУ;
- изменение температурных условий в изготовленном ОУ возможно только за счет перестановки в другую ячейку реактора;
- возможна разгерметизация газового зазора, которая не регистрируется штатной аппаратурой реактора, но приводит к резкому понижению температуры образцов.

Для проведения высокотемпературных облучений (400 – 650°C) испытываемых материалов возможно использование ОУ с твэльным подогревом [3].

ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО С ТВЭЛЬНЫМ ПОДОГРЕВОМ

На рисунке 1 представлено продольное сечение ОУ с твэльным подогревом. Стрелками показаны возможные направления смещения пучка твэлов.

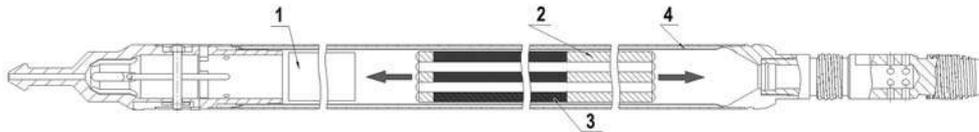


Рис. 1. ОУ с твэльным подогревом (продольное сечение): 1 – экспериментальный объем для размещения образцов исследуемых материалов; 2 – пучок твэлов; 3 – топливная часть твэла; 4 – чехол ОУ

Требуемые температуры образцов в данном типе ОУ достигаются за счет подогрева натрия на пучке твэлов, расположенном в нижней части ОУ. Величина подогрева обеспечивается подбором загрузки ЯТ, его обогащения, аксиального расположения твэлов и расхода натрия. В твэлах подогрева может использоваться штатное ЯТ реактора БОР-60. ОУ с твэльным подогревом лишено большинства отмеченных выше недостатков, присущих облучательным устройствам ампульного типа. Так, например,

- исследуемые образцы находятся в проточном реакторном натрии, подогретом до заданной температуры, что обеспечивает равномерность распределения температур;
- твэлы подогрева могут размещаться на уровне нижней торцевой зоны воспроизводства штатных ТВС и ниже, в результате чего исследуемые материалы могут располагаться по всей высоте активной зоны (отсутствие ампул с двойными стенками и возможность отказа от использования двойного чехла позволяет увеличить объем для размещения образцов);
- образцы размещаются в специальной подвеске, которая может извлекаться из ОУ независимо от твэльного пучка;
- температура образцов равна температуре подогретого теплоносителя, которая может определяться с помощью термопар;
- температура натрия и соответственно образцов зависит от соотношения мощности реактора и расхода натрия, которое остается почти постоянным при работе реактора на мощности, близкой к номинальной;
- изменение температурных условий облучения возможно как за счет перестановки в другую ячейку реактора, так и за счет смещения твэльного нагревателя вдоль оси ОУ;
- возможная разгерметизация твэлов подогрева регистрируется системой контроля герметичности оболочек твэлов. В этом случае реактор останавливается, а образцы перемещаются в ОУ с новым твэльным подогревом.

Следует отметить, что изготовление ОУ с твэльным подогревом обходится дороже, а обращение с ним вне реактора сложнее, чем в случае с ОУ ампульного типа.

Таким образом, ОУ с твэльным подогревом позволяет обеспечить различные температуры облучения образцов (до 650°C), периодически регулировать энерговыделение в твэлах по мере выгорания ЯТ и, соответственно, поддерживать температуру образцов в заданном диапазоне, изменять температуры в соответствии с программой эксперимента.

Для использования данного типа ОУ в реакторе БОР-60 необходимо экспериментально подтвердить достоверность расчетных программ и методик, использующихся для расчетов условий испытаний ОУ в реакторе (энерговыделение, температура) и параметров ОУ вне реактора.

ПРОГРАММЫ И МЕТОДИКИ

Для проведения расчетно-экспериментальных исследований использовались различные программы и методики, информация о которых приведена ниже.

Информационно-измерительная система (ИИС) реактора БОР-60 включает в себя первичные датчики, сигналы которых обрабатываются в компьютерной системе, хранятся в специальном архиве и при необходимости выводятся на дисплей. ИИС обеспечивает контроль в режиме реального времени большого количества параметров реактора (порядка 1000), а также ведение архива по всем контролируемым параметрам. В ИИС реализованы аттестованные методики определения мощности реактора, расхода и температур натрия и др. ИИС позволяет наращивать число измерительных каналов и вводить новые измерительные подсистемы, в частности, термопары (ТП), установленные в ОУ. Данные ИИС используются для анализа непосредственно измеряемых и вычисления неизмеряемых параметров реактора, а также при проведении расчетов характеристик ОУ.

Комплекс автоматизированного расчета (КАР) нейтронно-физических характеристик (НФХ) реактора БОР-60 [4] используется для создания расчетных моделей реактора с учетом реального расположения пакетов, состава топлива, поглотителя и конструкционных материалов всех сборок и стержней СУЗ. КАР позволяет проводить анализ и обработку НФХ реактора БОР-60, выполнять детальные исследования НФХ,

моделировать различные режимы облучения отдельных сборок, твэлов и ампул.

Мощностные характеристики ОУ рассчитывались по методике [5], позволяющей учитывать вклад в энерговыделение основных составляющих реакторного излучения – нейтронного, мгновенного и запаздывающего фотонного. Методика была модифицирована для расчетов энерговыделения в топливе. При расчете использовались программы MCU-RR [6] и AFPA [7].

Комплекс программ MCU-RR предназначен для расчета НФХ ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло в произвольной трехмерной геометрии с детальным учетом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Результаты расчета по MCU-RR показали хорошее совпадение с данными различных экспериментальных исследований в активной зоне реактора БОР-60 и за ее пределами – в боковом экране, малой поворотной пробке, горизонтальных каналах, биологической защите.

В программе AFPA реализовано аналитическое решение уравнений, описывающих изотопную кинетику. Программа обеспечивает расчет остаточного тепловыделения, радиационных характеристик (интегральная активность и ее составляющие, спектр и интенсивность излучения), выгорания, изменения изотопного состава топливных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, выделившейся энергии. Остаточное тепловыделение рассчитывается по функциям спада от акта деления на делящихся изотопах.

Теплогидравлический расчет ОУ проведен по программному комплексу ANSYS CFX [8]. Комплекс предоставляет широкие возможности анализа гидрогазодинамических процессов, многофазных потоков, радиационного теплообмена и др. Для этого используются конечно-объемная дискретизация уравнений; решение полных трехмерных нестационарных уравнений Навье Стокса; разностные схемы первого-второго порядка; совместное решение уравнений сохранения момента и массы; алгебраический многосеточный метод решения линеаризованных уравнений. Комплекс ANSYS CFX неоднократно использовалась при расчетах в обоснование облучательных программ и методических экспериментов, проводимых в реакторе БОР-60.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОУ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА

Для определения погрешности расчета мощности твэльного подогрева и температуры в ОУ в реакторе БОР-60 был проведен методический эксперимент по сравнению экспериментальных и расчетных значений температур. ОУ разместили в инструментальной ячейке Д23 в пятом ряду активной зоны (рис. 2). Контроль температуры в ОУ непрерывно велся двумя ТП, расположенными непосредственно над твэлами подогрева. Кроме того, с помощью ИИС фиксировались параметры реактора (расход и входная температура теплоносителя, тепловая мощность реактора).

Для проведения нейтронно-физических расчетов с помощью КАР была создана трехмерная расчетная модель реактора БОР-60, соответствующая состоянию реактора на начало методического эксперимента. Активная зона состояла из 119-ти штатных и трех экспериментальных ТВС, 13-ти нетопливных сборок. Картограмма загрузки реактора БОР-60 представлена на рис. 2.

Топливный столб твэлов подогрева располагался на высотных отметках от –48,5 до –18,5 см относительно центральной плоскости активной зоны реактора.

На рисунке 3 представлено аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки в твэлах подогрева ОУ, размещенного в ячейке Д23. Рассчитанное по MCU-RR максимальное значение линейной тепловой нагрузки составило ~240 Вт/см, а суммарная мощность твэлов подогрева – 121 кВт. Полученные значения мощностных характе-

ристик использовались в теплогидравлических расчетах для определения температуры натрия над твэльным пучком.

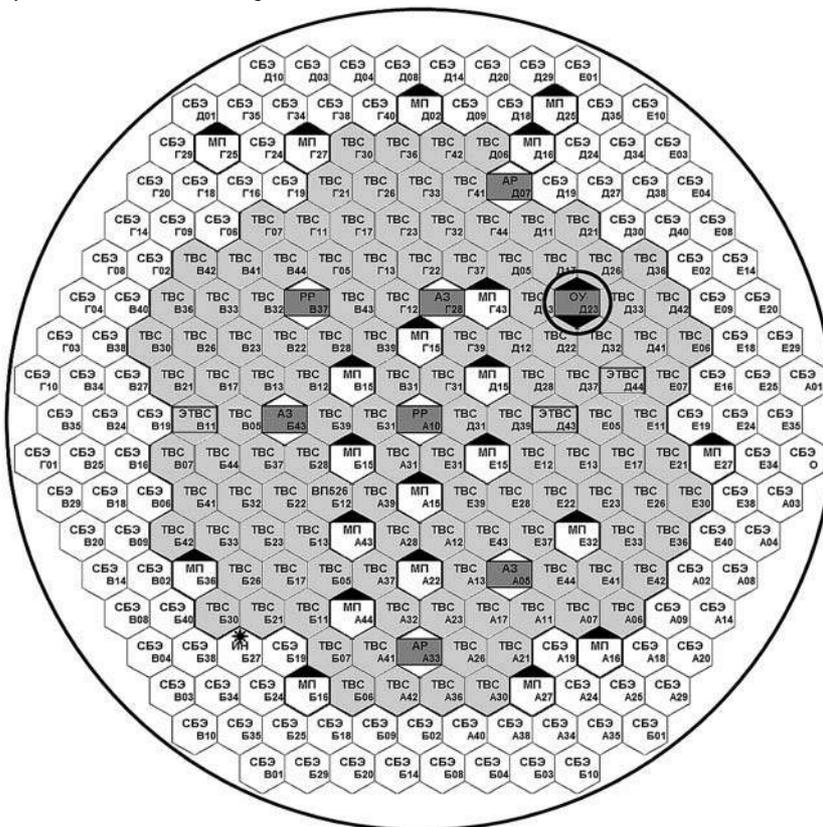


Рис. 2. Картограмма загрузки реактора BOR-60: ТВС – тепловыделяющая сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; PP, АЗ, AP – рабочие органы системы управления и защиты реактора; МП – материаловедческий пакет; СБЭ – стальные сборки бокового экрана

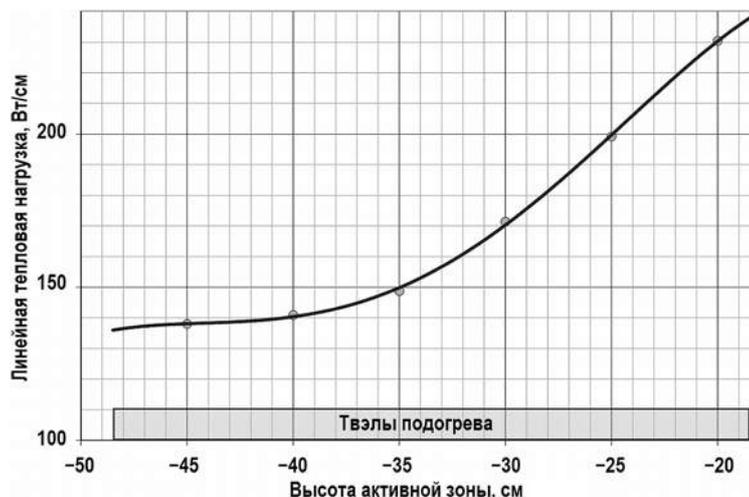


Рис. 3. Аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки твэлов ОУ

Погрешность при расчете температур в ОУ зависит от множества факторов и составляющих. Неопределенность в расчетную оценку температуры вносят погрешно-

сти определения исходных данных: тепловой мощности реактора; входной температуры теплоносителя; расхода натрия через реактор и ОУ; массы и изотопного состава топлива в твэлах. Суммарная абсолютная погрешность определения температуры натрия на выходе из твэльного пучка (и, соответственно, образцов) в ОУ составляет 30°C.

За время облучения ОУ в ячейке Д23 (62 эфф.сут) максимальное и среднее расчетное выгорание ЯТ в твэлах нагревателя составило 0.8 и 0.6 %т.а. соответственно, а уменьшение мощности – 1.1 %. Расчетное уменьшение подогрева натрия на пучке твэлов составило ~4°C, что не превышает погрешности ТП.

Таблица 1

Расчетные и экспериментальные значения температур, °С

ТП	Высотная отметка от центральной плоскости активной зоны, мм	ТП	Расчёт
$T_{in}(Na)^*$	- 325	315 ± 6	315**
T1	- 102	585 ± 6	590±30
T2		600 ± 6	595±30
* температура натрия на входе в ОУ			
** в расчёте входная температура принята постоянной (315 °С)			

В таблице1 приведены экспериментальные и расчетные значения температур теплоносителя на выходе из твэльного пучка. Как видно из представленных данных, расчетные и экспериментальные значения температур в местах расположения ТП совпадают в пределах погрешности эксперимента, что подтверждает достоверность расчетных значений мощности.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОУ В КАНАЛЕ СУХОЙ ВЫДЕРЖКИ

Для проведения промежуточных исследований, извлечения мониторов флюенса и температуры, замены отдельных образцов планируются периодические выгрузки ОУ из реактора. Извлечение ОУ и обратная постановка в реактор будут производиться во время плановых остановок, которые могут быть длительными (40 – 45 сут) и короткими (10 – 20 сут).

После извлечения из реактора ОУ перемещается по воздуху, отмывается от натрия и устанавливается в канал сухой выдержки (КСВ), а затем передается в горячую камеру для проведения необходимых исследований и работ.

КСВ предназначены для временного хранения облученных штатных и экспериментальных сборок реактора БОР-60. Каналы размещены в бетонном массиве с шагом 400 мм. КСВ выполнен в виде вертикальной трубы из нержавеющей стали диаметром 108 мм и высотой 10500 мм. Теплоотвод от сборок осуществляется естественной конвекцией воздуха.

Остаточное энерговыделение в твэлах и существенное ухудшение условий охлаждения при помещении ОУ в воздух может являться причиной превышения допустимых максимальных значений температур оболочек твэлов и исследуемых образцов.

По штатной технологии выгрузка облученных ТВС из реактора БОР-60 осуществляется не ранее, чем на 15-е сутки после останова реактора, что обеспечивает не превышение максимальной температуры оболочек твэлов (650°C). Поэтому выгрузка облученных ТВС из реактора производится только два раза в год во время длительных остановов.

Следует отметить, что тепловая мощность штатных ТВС в зависимости от места

облучения и выгорания ЯТ составляет 300 – 600 кВт, а мощность ОУ значительно ниже (100 – 130 кВт). Поэтому необходимо проведение расчетно-экспериментальных исследований в обоснование возможности сокращения времени выдержки ОУ с твэльным подогревом в реакторе после окончания облучения, что позволит производить выгрузку ОУ во время любого останова реактора.

Цель данного этапа работы – определение времени выдержки ОУ с твэльным подогревом после окончания облучения, необходимого для безопасной выгрузки ОУ из реактора и установки в КСВ.

Расчеты мощности остаточного энерговыделения в ОУ на заданные времена выдержки после окончания облучения в реакторе были проведены по программе AFPA, а также по эмпирической формуле Вигнера-Вея. Результаты расчетов остаточного энерговыделения приведены на рис. 4.

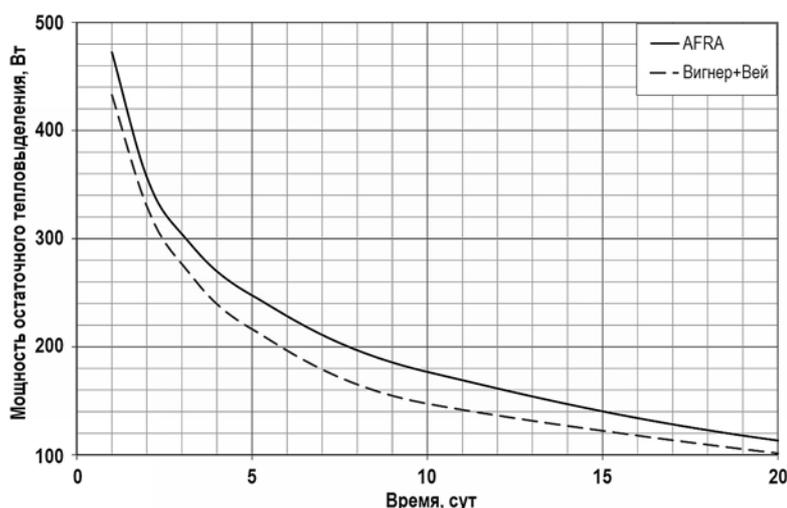


Рис. 4. Мощность остаточного тепловыделения в твэлах подогрева в зависимости от времени

Следует отметить, что значения, полученные по формуле Вигнера-Вея, носят оценочный характер. Результаты, полученные по программе AFPA, на 5-10% выше и именно они использовались в качестве исходных данных для расчетов температурных полей в ОУ для различных времен выдержки после окончания облучения в реакторе.

Таблица 2

Сравнение расчетных и экспериментальных значений температуры в ОУ

Время выдержки, сут	Расчет	Эксперимент	
		ТП 1	ТП 2
1	228 ± 25	–	–
2	209 ± 23	197 ± 3	198 ± 3
3	198 ± 22	185 ± 3	185 ± 3
4	190 ± 21	177 ± 3	177 ± 3
5	184 ± 20	172 ± 3	171 ± 3
Погрешность определения температуры ТП типа ТХА ~3°C			

Погрешность при расчете температур в ОУ зависит от множества факторов и составляющих:

- массы ЯТ в твэлах подогрева, изотопный состав и аксиальные размеры (1 %);
- расчетные значения остаточного энерговыделения в твэлах (10 %);
- расчетная модель ОУ, константы, приближения (5 %).

Таким образом, с учетом независимости составляющих погрешности суммарная погрешность в определении температур в ОУ составляет 11 %.

В таблице 2 даются экспериментальные и расчетные значения температур в месте установки ТП в ОУ, а также расчетные значения максимальных температур оболочек твэлов.

Как видно из таблицы, расчетные и экспериментальные значения совпадают в пределах погрешности расчета. Следовательно, предложенные расчетные программы (AFPA, ANSYS) и модели могут быть использованы для определения температурных условий хранения ОУ с твэльным подогревом в КСВ.

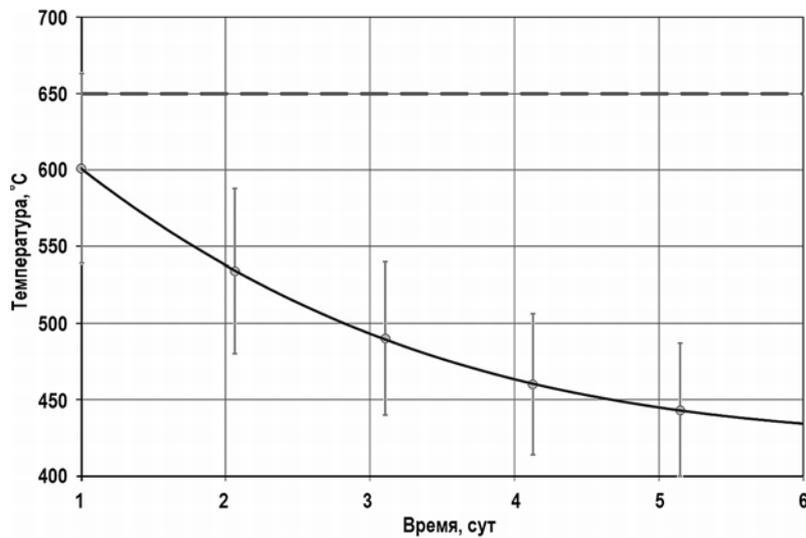


Рис. 5. Зависимость максимальной температуры оболочек от времени после останова

На рисунке 5 представлена зависимость максимальной температуры оболочек твэлов от времени после останова при размещении ОУ в КСВ (в воздушной среде). Горизонтальная штриховая линия показывает максимальное допустимое значение температуры оболочки твэла (650°C).

Полученные результаты показывают, что допустимое максимальное значение температуры на оболочке твэла (650°C) не превышает (с учетом погрешности) при выгрузке ОУ из реактора после выдержки в течение двух суток с момента останова реактора. Таким образом, ОУ с твэльным подогревом может быть выгружено из реактора как во время длительного планового останова реактора, так и во время короткого.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для проведения реакторных испытаний различных конструкционных материалов при температурах 400 – 650 °C предложено использовать ОУ с твэльным подогревом, обладающее рядом преимуществ перед ОУ ампульного типа.

Проведены расчетно-экспериментальные исследования в обоснование условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 в составе ОУ с твэльным подогревом. Результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов показали возможность обеспечения требуемых температур образцов при облучении в реакторе БОР-60.

Для верификации расчетов был проведен методический эксперимент в инструмен-

тованной ячейке реактора BOR-60, результаты которого подтвердили достоверность выполненных расчетов и состоятельность применяемых расчетных методик и программ.

Проведены расчетно-экспериментальные исследования распределения температур в ОУ с твэльным подогревом при выгрузке из реактора и постановке в канал сухой выдержки. Расчетные и экспериментальные значения температур в ОУ совпали в пределах погрешности. Таким образом, предложенные расчетные программы и модели могут быть использованы для определения температурных условий хранения ОУ с твэльным подогревом и других экспериментальных топливных сборок в сухом хранилище.

Показана возможность выгрузки ОУ с твэльным подогревом из реактора BOR-60 после двух дней выдержки с момента останова реактора без превышения допустимых значений температур оболочек твэлов.

Литература

1. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Naboishchikov Yu.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 operation // Nuclear Engineering and Technology. 2015. Vol.47. No.3. PP. 253–259.
2. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Макаров Е.И., Островский З.Е. Влияние растягивающих и сжимающих напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести аустенитной стали X18H10T. // Физика металлов и металловедение, 2010, т.110, № 4. С. 412–416.
3. Ерёмин С.Г., Жемков И.Ю., Плотников А.И. Устройство с твэльным подогревом теплоносителя для облучения материалов в ядерном реакторе. / Патент РФ на изобретение № 2524683; заявл. 09.01.2013; опубл. 10.08.2014. Бюл. № 22.
4. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах. / Сб. научных трудов. Димитровград: ГИЦ НИИАР, 1996. Вып.4. С. 55.
5. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation in the BOR - 60 Reactor. Physics of Atomic Nuclei, 2014, vol.77, no. 14, pp. 1664–1670.
6. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation. Proceedings of International Conference, September 27-30, 1999, vol.2. Madrid, Spain.
7. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983. С. 51.
8. Шалумов А.С., Ваченко А.С., Фадеев О.А., Багаев Д.В. Введение в ANSYS. Прочностной и тепловой анализ: учебное пособие. – Ковров: КГТА, 2008.

Поступила в редакцию 17.12.2015 г.

Авторы

Варивцев Артём Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: vav3@niiar.ru

Жемков Игорь Юрьевич, начальник лаборатории
E-mail: ziu@niiar.ru

Боев Антон Владимирович, младший научный сотрудник
E-mail: shugart12@yandex.ru

Ишунина Ольга Васильевна, старший научный сотрудник
E-mail: iov@niiar.ru

Набойщиков Юрий Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: n_yu_v@niiar.ru

Погляд Николай Степанович, научный сотрудник
E-mail: blais-sub@rambler.ru

Шаронова Марина Геннадьевна, инженер
E-mail: shm2412@mail.ru

CALCULATIONS AND EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF THE IRRADIATION RIG WITH A FUEL HEATER FOR THE BOR-60 REACTOR

Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V., Ishunina O.V.,
Naboyschikov Yu.V., Poglyad N.S., Sharonova M.G.

JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad-10, Ulyanovsk region, 433510 Russia.

ABSTRACT

Tests of perspective materials and new generation reactor core elements are conducted in the BOR-60 reactor. An irradiation rig (IR) with a fuel heater is proposed to be used for reactor tests of different structural materials at the high temperatures. This type of IR has a number of advantages in comparison with IR containing thermo-insulated capsules that is often used now. Calculations and experimental investigations of the IR were performed in the core of the BOR-60 reactor. Results of the special methodical experiment confirmed the possibility of providing the necessary temperature conditions for the samples during irradiation. The neutronics were calculated by MCU-RR code and the thermal hydraulic characteristics were calculated using ANSYS CFX complex. Comparison of calculated temperature values with experimental ones showed that they correlate well – the difference between them is less than experimental error. It means that the used computer codes, models and methods are suitable for such calculations. The calculations and experiments were carried out to see the temperature distribution in the IR with a fuel heater irradiated in the BOR-60 and then put into the dry storage channel. Decay heat rate values inside the IR fuel pins calculated by AFPA code, and the temperatures were calculated using ANSYS CFX. The performed calculations and experiments also showed it possible to remove the IR with a fuel heater from the reactor on the second day of outage, the limited cladding temperatures and required samples temperatures being not exceeded.

Key words: reactor, irradiation rig, samples, fuel pin, heat rate, power, temperature, thermocouple, nuclear fuel, enrichment, fuel pin, coolant.

REFERENCES

1. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Naboyschikov Yu.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 operation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2015, v.47, no.3, pp. 253–259.
2. Neustroev V.S., Belozero V.V., Makarov E.I., Ostrovskii Z.E. Effect of tensile and compressive stresses on the radiation swelling and creep strain in austenitic steel KH18N10T. *The Physics of Metals and Metallography*. 2010, v. 110, no. 4, pp. 394–397.
3. Eremin S.G., Plotnikov A.I., Zhemkov I.Yu. A Rig with a Fuel Heater to irradiate materials in a nuclear reactor. Patent RF No. 2524683, appl. 09.01.2013, published on 10.08.2014, Bulletin № 22 (in Russian).
4. Zhemkov I.Yu. Software for automated calculation of fast reactor characteristics. Proc. Dimitrovgrad. SSC RIAR Publ. 1996, iss. 4, p. 55 (in Russian).
5. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation in the BOR - 60 Reactor. *Physics of Atomic Nuclei*. 2014, v.77, no. 14, pp. 1664–1670.
6. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation. Proceedings of International Conference, September 27–30, 1999, v.2. Madrid, Spain.
7. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. Radiation characteristics of the spent nuclear fuel. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, p. 51

(in Russian).

8. Shalumov A.S., Vanchenko A.S., Fadeev O.A., Bagaev D.V. Introduction to ANSYS. Strength and Thermal Analysis: Manual. Kovrov. KGTA Publ., 2008 (in Russian).

Authors

Varivtcev Artyom Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: vav3@niiar.ru

Zhemkov Igor Yurievich, Head of Laboratory, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: ziu@niiar.ru

Boev Anton Vladimirovich, Junior Researcher

E-mail: shugart12@yandex.ru

Ishunina Olga Vasilievna, Senior Researcher

E-mail: iov@niiar.ru

Naboyschikov Yuri Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: n_yu_v@niiar.ru

Poglyad Nikolay Stepanovich, Researcher

E-mail: blais-sub@rambler.ru

Sharonova Marina Gennadievna, Engineer

E-mail: shm2412@mail.ru

ВЛИЯНИЕ ПРИМЕСЕЙ НА ТЕПЛООБМЕН В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

В.И. Белозеров, Э.Р. Ситдиков, Е.В. Варсеев

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1.*



Исследовалась одна из особенностей технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей, а именно, влияние примесей в пристенной области на теплообмен. Анализ накопленной теоретической базы по данной проблеме показал, что в более ранних исследованиях не учитывалось наличие примесей в тяжелых теплоносителях. Недавние экспериментальные данные по уточнению расчетных зависимостей теплообмена получились довольно противоречивыми. Тем не менее, предложено объяснение одному из наблюдаемых эффектов, повлиявших на экспериментальные данные (для условий нагрева теплоносителя). Приводится обобщение этих зависимостей. С использованием полученной зависимости было оценено влияние примесей при различных числах Пекле на теплообмен по сравнению с «чистыми» условиями.

Ключевые слова: свинцовый теплоноситель, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, термодинамическая активность, кислород, теплообмен, теплоотдача, кольцевой канал, кольцевой зазор.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Особенностью тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ) является их достаточно высокая коррозионная активность по отношению к конструкционным материалам. В связи с этим главными задачами технологий, использующих свинецсодержащие ТЖМТ, является обеспечение коррозионной стойкости контактирующих с теплоносителем материалов. На сегодня основным методом защиты конструкционных материалов, контактирующих с ТЖМТ, является кислородная пассивация (ингибирование) поверхностей конструкционных материалов, которая заключается в формировании и поддержании на их поверхностях оксидных пленок. При наличии таких пленок коррозионная стойкость конструкционных материалов значительно возрастает. В силу оксидной природы защитных покрытий их состояние в процессе эксплуатации установки в значительной степени определяется кислородным режимом, т.е. уровнем термодинамической активности (ТДА) кислорода в теплоносителе [1].

Россия обладает значительным опытом разработки и эксплуатации установок с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, а также ведет работы по созданию реакторных установок БРЕСТ и СВБР со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями соответственно.

Большой объем исследований жидкометаллических теплоносителей выполнен в 50-е – 70-е годы прошлого века, в особенности специалистами Физико-энергетичес-

© **В.И. Белозеров, Э.Р. Ситдиков, Е.В. Варсеев, 2016**

кого института под руководством академика В.И. Субботина. Исследования также проводились и за рубежом, в частности, О.Э. Двайером [4].

ЗАВИСИМОСТИ ТЕПЛООБМЕНА В ЖИДКИХ МЕТАЛЛАХ

В существующей литературе большинство зависимостей теплообмена получено теоретически или приводится для условий, когда количество примесей пренебрежимо мало. Большое внимание уделено теплоотдаче при течении жидкого металла в круглой трубе. Так в работах [7, 8] теоретически полученные формулы Мартинелли-Лайона и Себана-Шимазаки соответственно имеют следующий вид:

$$Nu = 7 + 0,025 \cdot Pe^{0,8}, \quad (1)$$

$$Nu = 5 + 0,025 \cdot Pe^{0,8}. \quad (2)$$

В.И. Субботиным и его коллегами был проведен ряд исследований по изучению жидкометаллических теплоносителей, результаты которых при $20 < Pe < 10^4$ описываются зависимостью [7, 9]

$$Nu = 4,36 + 0,025 \cdot Pe^{0,8}. \quad (3)$$

М.А. Михеевым с группой сотрудников была получена формула, которая при соблюдении высоких требований к чистоте металла имеет вид [9]

$$Nu = 4,8 + 0,014 \cdot Pe^{0,8} \quad \text{при } 40 < Pe < 3,2 \cdot 10^4, Re > 10^4. \quad (4)$$

При течении в трубах жидкого металла в условиях отсутствия специальных мер по тщательной очистке теплоносителя коэффициент теплоотдачи резко снижается и не соответствует расчетам по формулам (3), (4). Для подобных случаев в [9] приводятся формулы, предложенные М.А. Михеевым с сотрудниками или С.С. Кутателадзе и Б.М. Боришанским:

$$Nu = 3,4 + 0,014 \cdot Pe^{0,8} \quad (\text{для } 200 < Pe < 2 \cdot 10^4), \quad (5)$$

$$Nu = 5 + 0,0021 \cdot Pe^{0,8} \quad (\text{для } 100 < Pe < 2 \cdot 10^4). \quad (6)$$

Теплоотдача в кольцевых каналах исследована недостаточно, и, следовательно, нет надежных формул для этого случая. В работе [8] для расчета теплоотдачи в концентрических кольцевых зазорах при $d_2/d_1 = 1,05 - 2,0$ и $300 < Pe < 4000$ предлагаются следующие зависимости:

для одностороннего обогрева

$$Nu = 5 + 0,0021 \cdot Pe^{0,8} \quad (\text{для } 100 < Pe < 2 \cdot 10^4), \quad (6)$$

$$Nu = 6 + 0,02 \cdot Pe^{0,8} \pm 15\%; \quad (7)$$

для двустороннего обогрева

$$Nu_1 = 10 + 0,028 \cdot Pe^{0,8} \pm 20\%, \quad (8)$$

$$Nu_2 = 7,2 + 0,028 \cdot Pe^{0,8} \pm 20\%. \quad (9)$$

Выражения для определения характеристик теплообмена предполагают очень низкое содержание примесей в теплоносителе, которое практически не влияет на теплообмен.

Изложенное показывает целесообразность и необходимость проведения исследова-

дований теплообмена применительно к свинцовому теплоносителю в случаях отклонения от условий нормальной эксплуатации, а также в период и после аварийных ситуаций, связанных с существенным изменением содержания и физико-химического состояния примесей.

Для решения данной проблемы создаются специальные экспериментальные стенды с целью разработки (или уточнения) расчетных методик, расчетных формул теплообмена при контролируемом и регулируемом содержании примесей в контуре, прежде всего кислорода. Один из таких стендов был построен в Нижегородском государственном техническом университете [2, 3].

На этом стенде экспериментально были получены зависимости чисел Нуссельта от числа Пекле для свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей. В связи с этим возникает необходимость обобщения экспериментальных данных для условий нагрева и охлаждения тяжелых теплоносителей, а также количественной оценки влияния примесей.

АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ТЕПЛООТДАЧЕ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

На контактное термическое сопротивление оказывают влияние два фактора: наличие оксидных и других пленок на теплоотдающей поверхности и загрязнение самого теплоносителя окислами и другими примесями. В последнем случае важную роль играют взвешенные примеси, которые скапливаются вблизи теплоотдающих поверхностей, формируя контактное термическое сопротивление [10].

Многолетний опыт эксплуатации стендов ЯЭУ проектов 645, 705 и 705К показал, что ухудшение эксплуатационных свойств систем с тяжелыми жидкими металлами при превышении содержания примесей относительно нормированных значений проявляется в ухудшении эксплуатационных характеристик оборудования установки, включая активную зону реактора и контура в целом. Одни примеси (Al, Zn, Ag, Cu, Bi, Au, Hg и др) могут поступать в контур при первоначальном его заполнении вместе с самим теплоносителем, другие либо составляют основу конструкционных сталей и могут являться легирующими добавками (Fe, Cr, Ni и др), либо поступают от остального оборудования контура или извне. Примеси в зависимости от родства к кислороду находятся в окисленной форме и входят в состав сложных образований на основе оксида свинца или в виде раствора без образования твердых соединений [11].

В работах [2, 3] изучалась теплоотдача свинцового теплоносителя, протекающего в кольцевых зазорах. Авторы этих работ по исследованию процесса теплообмена в тяжелых теплоносителях (свинец, сплав свинец-висмут) получили необычные результаты, подчас противоречащие установившимся представлениям о поведении контактного термического сопротивления в зависимости от определяющих параметров и теплоотдачи от термического сопротивления. Это обусловило необходимость провести исследование полученных в работах [2, 3] результатов. В данной статье «чистыми» названы условия с низким содержанием примесей в теплоносителе, т.е. условия, в которых можно считать, что теплообмен подчиняется теоретическим зависимостям; остальные условия – «грязные».

Из рисунка 1 видно, что экспериментальные данные авторов [2, 3], описываемые кривыми 3, 4, демонстрируют более низкую теплоотдачу для меньшего содержания кислорода (см. термодинамические активности $A = 10^{-4} - 10^{-1}$ и $A = 10^{-5} - 10^{-4}$ для кривых 3, 4 соответственно); это относится также к кривым 5, 6 при $Pe \leq 1000$.

Возникает также вопрос об отсутствии влияния примеси кислорода на числа Nu в широком интервале изменения термодинамической активности: $A = 10^{-4} - 10^{-1}$ (кривая 3) и $A = 10^{-3} - 10^{-1}$ (кривая 6).

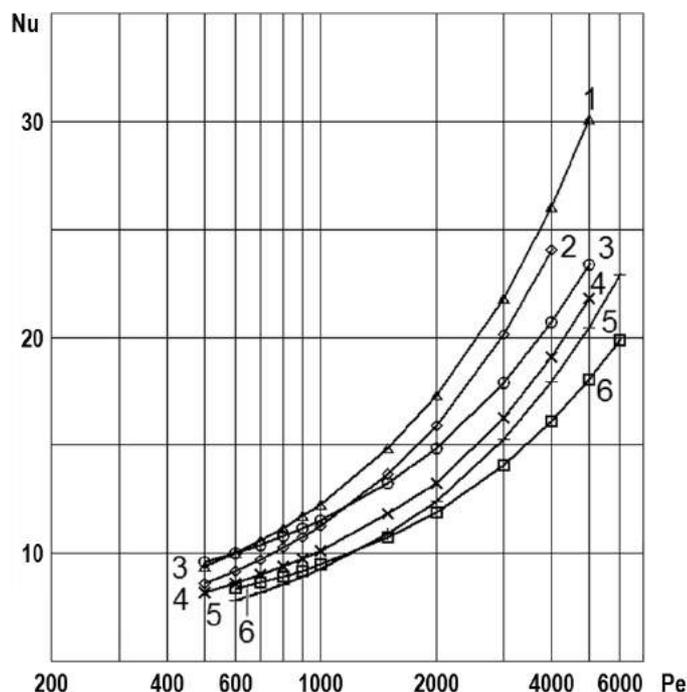


Рис. 1. Экспериментальные данные авторов [2, 3]:
 1 – $Nu = 5,5 + 0,027 \cdot Pe^{0,8}$, $d_1/d_2 = 4,2$; 2 – $Nu = 5 + 0,025 \cdot Pe^{0,8}$, $200 \leq Pe \leq 4000$;
 3 – $Nu = 7 + 0,018 \cdot Pe^{0,8}$, $500 \leq Pe \leq 5000$, $A = 10^{-4} - 10^{-1}$; 4 – $Nu = 5,6 + 0,018 \cdot Pe^{0,8}$, $500 \leq Pe \leq 5000$, $A = 10^{-5} - 10^{-4}$;
 5 – $Nu = 6,2 + 0,013 \cdot Pe^{0,8}$, $600 \leq Pe \leq 6000$, $A = 10^{-4} - 10^{-3}$; 6 – $Nu = 5 + 0,017 \cdot Pe^{0,8}$, $600 \leq Pe \leq 6000$, $A = 10^{-3} - 10^{-1}$

С увеличением числа Pe (скорости теплоносителя) по данным [2, 3] возрастает мера расхождения между значениями теплоотдачи для «чистых» и «грязных» условий. Например, для кривой 6 в сравнении с кривой 1 имеет место

при $Pe = 500$, $Nu_1/Nu_6 = 1,2$; при $Pe = 1000$, $Nu_1/Nu_6 = 1,3$; при $Pe = 5000$, $Nu_1/Nu_6 = 1,67$.

Подобного эффекта не наблюдалось в исследованиях контактного термического сопротивления другими авторами. Эффект авторами [2, 3] не разъясняется, но в первом приближении мы предполагаем, что при увеличении скорости потока свинца возможны два варианта дальнейших событий: 1) происходит срыв пристенной области; 2) происходит налипание примесей за счет того, что ядро потока ускорилось, а в пристенной области скорость изменилась незначительно (профиль скорости стал более выпуклым в центральной области потока), что, возможно, и произошло в указанном выше случае. Реализация первого или второго варианта, на наш взгляд, зависит от диаметра трубы.

ОБОБЩЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ И СРАВНЕНИЕ С ТЕОРЕТИЧЕСКОЙ ЗАВИСИМОСТЬЮ

Результаты большинства исследований теплообмена в жидких металлах описываются зависимостями, имеющими вид [7 – 9]

$$Nu = X + Y \cdot Pe^N \cdot Z, \quad (10)$$

где X, Y – константы; N – показатель степени; Z – функция геометрических характеристик.

Результаты экспериментов [2, 3] также имеют аналогичный вид записи. Так как влиянием примеси кислорода можно пренебречь по причине крайне низкой предельной растворимости кислорода в свинце, то для сравнения этих зависимостей с теор-

ретическими целесообразно их обобщить.

$$Nu = 7 + 0,018 \cdot Pe^{0,8}, \quad 500 \leq Pe \leq 5000, A = 10^{-4} - 10^{-1}; \quad (11)$$

$$Nu = 5,6 + 0,018 \cdot Pe^{0,8}, \quad 500 \leq Pe \leq 5000, A = 10^{-5} - 10^{-4}; \quad (12)$$

$$Nu = 6,2 + 0,013 \cdot Pe^{0,8}, \quad 600 \leq Pe \leq 6000, A = 10^{-4} - 10^{-3}; \quad (13)$$

$$Nu = 5 + 0,017 \cdot Pe^{0,8}, \quad 600 \leq Pe \leq 6000, A = 10^{-3} - 10^{-1}. \quad (14)$$

Аппроксимация экспериментальных данных одной кривой дает следующий результат:

$$Nu = 6 + 0,017 \cdot Pe^{0,8}, \quad 600 \leq Pe \leq 5000, A = 10^{-5} - 10^{-1}. \quad (15)$$

Для сравнения соотношений (15) и (2) положим, что с изменением числа Pe мера расхождения между значениями теплоотдачи для «чистых» и «грязных» условий остается неизменной и равной среднему арифметическому значению в исследованных интервалах чисел Pe .

Исходя из этих условий, для решеток твэлов, обтекаемых свинцом, следует уменьшить теплоотдачу по сравнению с «чистым» теплоносителем согласно следующим соображениям.

Формула для теплообмена в раздвинутых треугольных решетках твэлов ($s/d \geq 1,2$) имеет вид [5]

$$Nu_{ч \text{ твэл}} = Nu_{л} + B \cdot (s/d)^{-2} \cdot Pe^m, \quad (16)$$

где $Nu_{л} = 7,55 \cdot (s/d) - 20 \cdot (s/d)^{-13}$; $B = 0,041$; $m = 0,56 + 0,19 \cdot (s/d)$.

Считаем, что для кольцевого зазора и решеток твэлов справедливо соотношение

$$(Nu_{ч} / Nu_{г}) = (Nu_{ч} / Nu_{г})_{\text{твэл}}, \quad (17)$$

где индексы «ч» и «г» означают «чистый» и «грязный» соответственно.

Из (17) получаем

$$Nu_{г \text{ твэл}} = Nu_{г} \cdot Nu_{ч \text{ твэл}} / Nu_{ч}. \quad (18)$$

Анализируя таким способом при $s/d = 1,33$ и различных числах Пекле, получаем следующие результаты, которые сведены в табл. 1.

Таблица 1

Ухудшение теплообмена по сравнению с теоретической зависимостью (2) на основе выражения (15)

Pe = 600	Pe = 1000	Pe = 2000	Pe = 4000	Pe = 5000
4%	9%	16%	21%	24%

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В нашей стране имеется значительный опыт в области эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Повышение требований к безопасности и надежности ядерных реакторов возможно путем использования быстрых реакторов с ТЖМТ, которые обладают рядом преимуществ по сравнению с натриевыми реакторами. Однако остается проблемой необходимость учета влияния эксплуатационного содержания примесей в теплоносителе и контуре на характеристики теплообмена.

Анализ текущего состояния исследований влияния эксплуатационного содержания примесей в свинцовом теплоносителе и контуре на характеристики теплообмена указывает на их недостаточность для формирования рекомендаций по анализу возможных отклонений от нормальной эксплуатации в проектах реакторных установок со свинцовым теплоносителем. Авторами статьи в ходе анализа эксперимен-

тальных данных, представленных в работах [2, 3], было предложено объяснение эффектов, повлиявших на результаты.

Литература

1. Легких А.Ю., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А.. Устройства для обеспечения заданного кислородного режима в первом контуре ЯЭУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем. / Материалы XIV Научно-технической конференции молодых специалистов, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2012.
2. Безносов А.В., Новожилова О.О., Молодцов А.А. и др. *Характеристики теплообмена моделей поверхностей активной зоны и парогенератора при регулировании содержания примеси в контуре со свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. – 2008. Т. 104, вып.2. – С. 74-80.*
3. Безносов А.В., Новожилова О.О., Савинов С.Ю. *Экспериментальные исследования процессов теплообмена и профилей температур потока тяжелого жидкометаллического теплоносителя. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – Обнинск, 2008. - №3. - С. 80-90.*
4. Dwyer O.E., Tu P.S. *Unlinear Heat Transfer to Liquid Metals Flowing in Annuli // Nuclear Science and Engineering. – 1963, 15. PP. 58-68.*
5. Жуков А.В. Теплогидравлический расчет реакторов. Ч. 3. Теплоотдача и температурные поля твэлов в регулярных решетках (однофазное течение: эксперимент-расчет, методики и формулы). Учебно-научная лаборатория ИАТЭ и ГНЦ РФ-ФЭИ. Изд. ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2006 г. Т. 1.
6. Белозеров В.И., Жуков А.В., Кузина Ю.А., Грунский С.О., Варсеев Е.В. О некоторых экспериментальных данных по изучению термодинамической активности кислорода в тяжелых теплоносителях. / Сб. статей конф. «Теплофизика -2010» ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2010. С. 69-71.
7. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С. Теплопередача/ Уч. для вузов. 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 416 с.
8. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы)/ Под ред. П.Л. Кириллова. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.
9. Рассохин Н.Г. Парогенераторные установки атомных электростанций. – М.: Атомиздат, 1980. -384 с.
10. Жуков А.В. Теплогидравлический расчет реакторов. Ч. 2. Конвективный теплообмен при однофазном течении (классические и современные представления и решения). Учебное пособие. - Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2003. -400 с.
11. Молодцов А.А. Характеристики теплообмена от свинцового теплоносителя в оборудовании ЯЭУ при эксплуатационном содержании в нем примесей / Дис. канд. техн. наук, Нижний Новгород, 2007.

Поступила в редакцию 13.11.2015 г.

Авторы

Белозеров Владимир Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: v.i.belozerov@iate.obninsk.ru

Ситдиков Эмиль Рустемович, магистр

E-mail: emilsitdikov@gmail.com

Варсеев Евгений Васильевич, аспирант

E-mail: eugeny.varseev@gmail.com

EFFECT OF IMPURITIES CONTENT ON THE HEAT TRANSFER IN THE LEAD COOLANT

Belozеров V.I., Sitdikov E.R., Varseev E.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering
National Nuclear Research University «МФТИ»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

This paper presents research results of one of the features of heavy liquid metal technology, in particular the effect of impurities content on the heat exchange process. An analysis of the accumulated theoretical base regarding this problem was done. It shows that earlier researches did not take account of the presence of impurities (especially of oxygen).

To solve such problems in the Russian Federation are built special liquid metal test benches that obtain dependencies Nusselt numbers from Peclet numbers. The experimental results obtained on Nizhny Novgorod State Technical University test bench that refine earlier calculated dependencies are quite controversial. The main contradiction lay in the fact that dependencies of heat exchange in higher oxygen content conditions demonstrates better heat exchange than in the conditions in which the oxygen content is less. However, among the obtained experimental data (coolant heating conditions) there were formulas that satisfactorily describes heat transfer. The paper presents a generalization of these formulas into one, with the inclusion of the values of thermodynamic activity of oxygen into their record structure. To obtain it earlier heat transfer formulas were considered, in particular record structure of these formulas. Then, it was necessary to find constants included in the structure of the desired formula. The most convenient way was to use the graphical method. This method is that the curved lines of heat exchange were compared with each other taking into account the range of variation of thermodynamic activity of oxygen. Using obtained formula, we estimated the effect of different oxygen amounts at various Peclet numbers on heat transfer compared to the "clean" conditions.

Keywords: lead coolant, heavy liquid metal coolant, thermodynamic activity, oxygen, heat transfer, heat exchange, the annular channel, an annular gap.

REFERENCES

1. Legkih A.Yu., Martynov P.N., Ashadullin R.S., Simakov A.A. Ustrojstva dlya obespecheniya za-dannogo kislorodnogo rezhima v pervom konture YaEU s tyazhyolym zhidkometallicheskim teplonositelem [Oxygen regime appliances of the NPS primary loop with a heavy liquid metal coolant]. // Materialy XIV Nauchno-tehnicheskoy konferencii molodyh specialistov OKB «GIDROPRESS» [XIV Science and Technology conference abstracts OKB «GIDROPRESS»], 2012 (in Russian).
2. Beznosov A.V., Novozhilova O.O., Molodtsov A.A. Heat transfer characteristics of core surface models and the steam generator by adjusting the content of impurities in the lead coolant circuit. *Atomnaya energiya*. 2008., no.2, pp. 74-80 (in Russian).
3. Beznosov A.V., Novozhilova O.O., Savinov S.Y. Experimental research of heat transfer processes and temperature profiles of a flow of heavy liquid metal coolant]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 3, pp. 80-90 (in Russian).
4. Dwyer O.E., Tu P.S. Unlinear Heat Transfer to Liquid Metals Flowing in Annuli. *Nuclear Science and Engineering*. 1963, no. 15, pp. 58-68.
5. Zhukov A.V. Heathydraulic calculation of reactors. Part 3: Heat transfer and temperature fields of fuel rods in a regular lattice (single-phase flow: experiment, calculation, methods

and formulas). Obninsk. INPE and IPPE Educational and Research Laboratory, ONTI GNTs RF-FEI Publ., 2006 (in Russian).

6. Belozerov V.I., Zhukov A.V., Kuzina Y.A., Grunskiy S.O., Varseev E.V. About some experimental data on the thermodynamic activity of oxygen in heavy coolant. Collection of abstracts "Thermophysics-2010" IPPE. Obninsk, 2010, pp. 69-71 (in Russian).

7. Isachenko V.P., Osipova V.A., Sukomel A.S. Heat transfer. Textbook for universities. 4-th edition, revised and enlarged. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1981. 416 p. (in Russian).

8. Kirillov P.L., Yur'ev Y.S., Bobkov V.P. Heat hydraulic calculation manual (nuclear reactors, heat exchangers, steam generators). Ed. Kirillov P.L., 2-nd edition. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990. 360 p. (in Russian).

9. Rassohin N.G. Steam generators of nuclear power plants. Moscow, Atomizdat Publ., 1980. 384 p. (in Russian).

10. Zhukov A.V. Thermal-hydraulic calculation of reactors. Part 2: Convective heat transfer for single-phase flow (classical and modern ideas and solutions). Obninsk, IPPE Publ., 2003. 400 p. (in Russian).

11. Molodcov A.A. Characteristics of heat transfer from the lead coolant in nuclear power equipment at the operational content of impurities. Cand. tech. sci. diss. Nizhnij Novgorod, 2007. 158 p. (in Russian).

Authors

Belozerov Vladimir Ivanovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: v.i.belozerov@iate.obninsk.ru

Sitdikov Emil' Rustemovich, Magister

E-mail: emilsitdikov@gmail.com

Varseev Evgenij Vasil'evich, PhD Student

E-mail: eugeny.varseev@gmail.com

ОБЕСПЕЧЕНИЕ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТАЛЕЙ В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ

А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, Р.П. Садовничий

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Анализируются современные экспериментально обоснованные методы и средства обеспечения условий формирования на поверхностях конструкционных сталей противокоррозионных оксидных покрытий и поддержания их целостности в процессе эксплуатации установок с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ). Поскольку основу защитных покрытий составляют оксидные соединения компонентов сталей, то одним из основных параметров, определяющих их целостность, является содержание кислорода, растворенного в теплоносителе. Приведен анализ данных российских и зарубежных исследователей по растворимости кислорода в расплавах свинца и свинца-висмута. Проанализированы последние разработки средств контроля растворенного кислорода в расплавах свинца и свинца-висмута, хорошо зарекомендовавшие себя в лабораторных условиях и работающие в экспериментальных установках и исследовательских циркуляционных стендах для обоснования технических решений и испытаний оборудования реакторных установок с ТЖМТ, создаваемых в России (БРЕСТ-ОД-300, СВБР-100). Выполнен анализ основных конструкций массообменных аппаратов (средств регулируемого дозирования кислорода в теплоноситель), разработанных специалистами АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» за последние 15 лет.

Ключевые слова: датчик контроля кислорода, защита от коррозии, концентрация кислорода, массообменный аппарат, оксидная пленка, растворимость, свинец, свинец-висмут, теплоноситель, технология теплоносителя.

ВВЕДЕНИЕ

Тяжелые жидкие металлы (свинец и эвтектический сплав 44,5%Pb - 55,5%Bi) являются теплоносителями перспективных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) (проекты СВБР-100, БРЕСТ-ОД-300, ELFR и др.), рассматриваются в проектах ускорительно-управляемых систем (MYRRHA, CLEAR-I и др.), а также инновационных плавильных агрегатах (проект МАГМА).

Важнейшей примесью в ТЖМТ является кислород, находящийся в растворенной форме. При наличии в свинцовом (свинцово-висмутовом) теплоносителе растворенного кислорода на поверхностях конструкционных сталей циркуляционного контура и оборудования формируются оксидные пленки, обеспечивающие защиту поверхностей от коррозионно-эрозионного воздействия теплоносителя. В силу оксидной природы защитных пленок их состояние в процессе эксплуатации установки в значительной сте-

© А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, Р.П. Садовничий, 2016

пени определяется кислородным режимом, т.е. содержанием растворенного кислорода в теплоносителе.

Цель работы – анализ современных средств контроля и регулирования содержания растворенного кислорода, позволяющих обеспечить условия коррозионной стойкости сталей в ТЖМТ.

РАСТВОРИМОСТЬ КИСЛОРОДА В РАСПЛАВАХ СВИНЦА И СВИНЦА-ВИСМУТА

При определенной концентрации, называемой концентрацией насыщения или растворимостью, между твердым телом и раствором устанавливается равновесие. Растворимость – важнейший физико-химический и технологический параметр, с определения которого начинается анализ или расчет любого процесса растворения, поскольку указывает на емкость растворителя, его способность воспринимать растворяющееся вещество. Растворимость является фактором, сильно влияющим на скорость процесса растворения.

Теоретический расчет кривой растворимости кислорода в жидкометаллических расплавах пока невозможен вследствие отсутствия количественного выражения для энергии обмена компонентов в расплаве. Поэтому используются полуэмпирические теории для расчета растворимости примесей в расплавах на основе экспериментальных данных.

В общем случае температурную зависимость растворимости кислорода (C_S) в рассматриваемых расплавах можно описать уравнением

$$\lg C_S(\% \text{ масс.}) = A - B / (t[^\circ\text{C}] + 273,15). \quad (1)$$

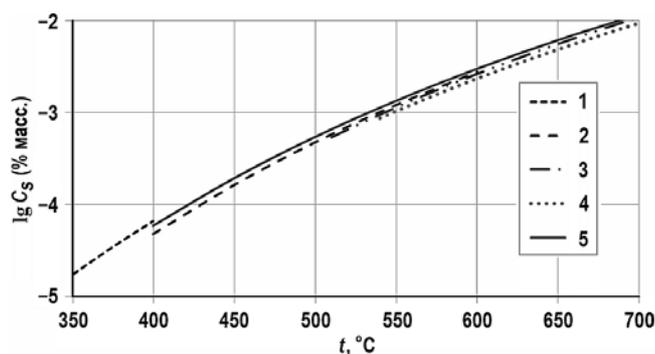


Рис. 1. Растворимость кислорода в расплаве свинца, полученная разными авторами: 1 – [1]; 2 – [5, Isecke]; 3 – [2]; 4 – [3]; 5 – [4]

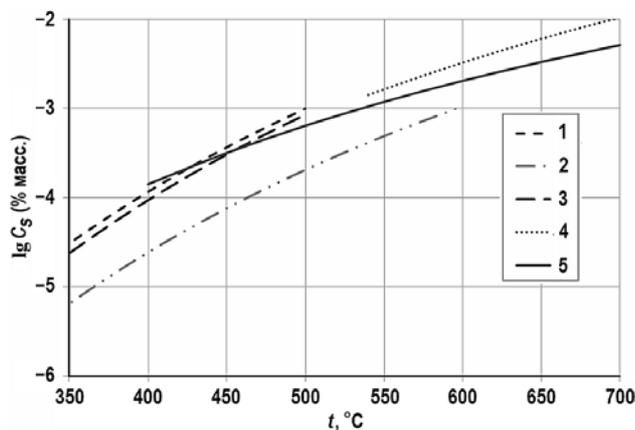


Рис. 2. Растворимость кислорода в расплаве свинца-висмута, полученная разными авторами: 1 – [5, Ghetta]; 2 – [5, Moller]; 3 – [5, Courouau]; 4 – [3]; 5 – [4]

Данные [1 – 5] по растворимости кислорода в жидком свинце приведены на рис. 1 и свинце-висмуте – на рис. 2 в виде температурных зависимостей логарифма концентрации насыщения. В таблице 1 приведены коэффициенты A и B уравнения (1), полученные различными авторами.

Таблица 1

Коэффициенты уравнения (1), полученные различными авторами

Свинец				Эвтектика свинец-висмут			
Авторы	t [°C]	A	B	Авторы, год	t [°C]	A	B
Rodigina, 1961 [1]	300 – 400	3,1	4900	Мартынов, 1998, [4]	400 – 700	1,2	3400
Alcock, 1964 [2]	510 – 700	3,42	5240	Ghetti, 2004, [5]	300 – 500	3,27	4852
Ganesan, 2006 [3]	540 – 740	3,21	5100	Müller, 2003, [5]	200 – 600	2,52	4803
Isecke, 1977 [5]	900 – 1100	3,38	5182	Courouau, 2004, [5]	350 – 500	3,34	4962
Мартынов, 1998 [4]	400 – 700	3,2	5000	Ganesan, 2006, [3]	540 – 740	2,42	4287

Данные по растворимости кислорода в свинце имеют достаточно хорошую сходимость, хотя для свинца-висмута они несколько расходятся. Различие данных, по-видимому, связано с разной чистотой исходных расплавов, точностью методов измерения и др.

**КОНТРОЛЬ СОДЕРЖАНИЯ КИСЛОРОДА
В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ**

В свинцово-висмутовом (свинцовом) теплоносителе принято контролировать термодинамическую активность (ТДА) кислорода – количественный параметр, который определяет окислительный потенциал ТЖМТ. Связь ТДА с концентрацией кислорода приближенно представляется соотношением [6]

$$a_{[O]} = C / C_S, \tag{2}$$

где C – концентрация растворенного кислорода в ТЖМТ; C_S – растворимость кислорода в ТЖМТ.

Для контроля кислорода, растворенного в теплоносителе, в ГНЦ РФ-ФЭИ разрабатываются датчики ТДА кислорода (ДАК) на основе твердого оксидного электролита, которые характеризуются высоким быстродействием, высокой чувствительностью, способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов, надежностью и стабильностью проводящих и механических свойств в широком интервале температур и парциальных давлений кислорода [7].

Суть метода измерения кислорода заключается в составлении гальванического концентрационного элемента, включающего в себя электрод сравнения, твердый оксидный электролит и изучаемый электрод. Электрохимический элемент является концентрационным относительно кислорода на электродах. Суммарным потенциалобразующим процессом является перенос кислорода от электрода, где его химический потенциал больше, к электроду, где его химический потенциал меньше.

Измеряя температуру и ЭДС элемента при известном химическом потенциале электрода сравнения в стандартном состоянии, можно определить термодинамическую активность кислорода в изучаемом электроде.

Связь между ЭДС, развиваемой гальваническим элементом (в датчике), температурой теплоносителя и измеряемым значением ТДА кислорода определяет-

ся на основании формулы Нернста

$$E_0 = \frac{RT}{nF} \ln \frac{a_B}{a_A}, \quad (3)$$

где a_A – ТДА кислорода в электроде сравнения; a_B – ТДА кислорода в изучаемом электроде.

Важнейшей составной частью датчика контроля ТДА кислорода является керамический чувствительный элемент (КЧЭ), определяющий такие эксплуатационные характеристики, как термостойкость (способность переносить, не разрушаясь, резкие изменения температуры в процессе работы), вибростойкость, прочность при повышенных давлениях.

В ходе исследований [8] разработан оптимальный химический и фазовый состав керамического материала на основе диоксида циркония, обладающий требуемыми термомеханическими свойствами – ZrO_2 , частично стабилизированный Y_2O_3 . Данный материал позволяет обеспечить измерение кислорода в расплавах свинца и свинца-висмута в диапазоне ТДА кислорода от 10^{-7} до единицы при температурах от 300 до 700 °С, что подтверждается испытаниями экспериментальных образцов датчиков ТДА кислорода, в которых использовался этот тип керамики. Исследования термостойкости КЧЭ показали, что керамика из частично стабилизированного диоксида циркония выдерживает изменения температуры со скоростью до 100 °С/с.

Разработана оптимальная геометрическая форма керамического чувствительного элемента (рис. 3) на основании расчетных нагрузок от гидро- и термомеханических воздействий тяжелого жидкометаллического теплоносителя. Конструкция датчика ТДА кислорода предполагает соединение чувствительного элемента из твердого электролита в виде керамической капсулы с металлическим корпусом. Для герметичного и надежного соединения, работающего в условиях повышенных температур, давлений, гидродинамических нагрузок и воздействий жидкометаллической среды, был разработан способ соединения керамики с помощью ситалла, относящегося к классу кристаллизующих стекол.



Рис. 3. Керамические чувствительные элементы датчиков контроля ТДА кислорода



Рис. 4. Образцы датчиков активности кислорода капсульного типа

Разработанные в ГНЦ РФ-ФЭИ лабораторные датчики контроля ТДА кислорода в ТЖМТ (рис. 4) запатентованы [9]. Эти датчики используются в экспериментах на установках как с неподвижным (статическим) теплоносителем, так и в циркуляцион-

ных стендах в ГНЦ РФ-ФЭИ, а также в других организациях: НИКИЭТ (Москва), ЦНИИ КМ «Прометей» (С.-Петербург), ОКБ «Гидропресс» (Подольск), НГТУ им. Р.Е. Алексеева (Н. Новгород), Исследовательский центр ENEA (Бразимоне, Италия), ЦКБМ (Сосновый Бор Ленинградской обл.).

РЕГУЛИРОВАНИЕ СОДЕРЖАНИЯ РАСТВОРЕННОГО КИСЛОРОДА В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ

Разработка процессов и систем непрерывного регулирования содержания кислорода в ТЖМТ началась в ГНЦ РФ-ФЭИ в 70-х годах прошлого века. Вначале наибольшее внимание было уделено газофазным методам, предполагающим подачу в установку с ТЖМТ газообразного кислорода либо смесей типа H_2-H_2O-He (Ar).

Опыт показал, что при применении газофазных методов регулирования содержания кислорода в ТЖМТ имеют место или возможны отрицательные побочные явления. Масштабы этих явлений и их возможные последствия таковы, что использование газовых смесей с целью непрерывного регулирования содержания кислорода не позволяет в полном объеме решить задачу поддержания заданных кислородных режимов в процессе работы установок с ТЖМТ во всех предусмотренных эксплуатационных режимах.

В дальнейшем специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ был разработан метод регулирования окислительного потенциала теплоносителя, основанный на использовании процесса растворения твердофазного оксида свинца, помещаемого в поток теплоносителя – так называемый твердофазный метод регулирования [10]. Этот метод заключается в управляемом растворении гранул оксида свинца, изготовленных по специальной технологии и размещаемых в специальной реакционной емкости в виде засыпки, через которую организуется поток ТЖМТ. Гранулы оксида свинца, контактируя с тяжелым жидким металлом, растворяются, обогащая расплав кислородом, который далее транспортируется по всему контуру с потоком теплоносителя. Твердофазный метод регулирования поясняется схемой, представленной на рис. 5.

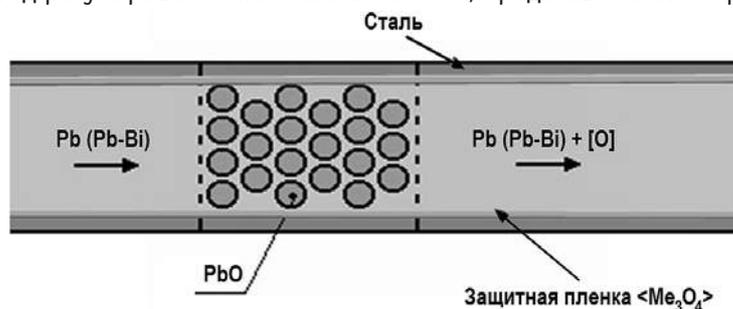


Рис. 5. Схема твердофазного метода регулирования содержания кислорода в ТЖМТ

Техническая реализация твердофазного метода регулирования ТДА кислорода в свинецсодержащих теплоносителях осуществляется с помощью специально разрабатываемых устройств – массообменных аппаратов (МА) – составной части комплекса средств технологии ТЖМТ [11].

Принципиальная возможность использования процесса растворения твердофазных оксидов с целью регулирования содержания кислорода (по параметру ТДА) следует из термодинамического анализа системы «оксид свинца – ТЖМТ». Вопрос о возможности и целесообразности практического применения метода связан с выяснением кинетических характеристик процесса растворения оксида свинца в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях.

Для описания процесса растворения оксида свинца в расплавах свинца и свинца-висмута справедливо применение закона кинетики растворения, в соответствии с ко-

торым плотность потока вещества с поверхности растворения пропорциональна концентрационному недонасыщению раствора:

$$j = K_p \cdot (C_S - C), \quad (4)$$

где K_p – коэффициент скорости растворения; C_S – концентрация насыщения при данной температуре; C – концентрация примеси в объеме жидкости. K_p является основным количественным параметром кинетики процесса растворения. Величина $1/K_p$ имеет смысл сопротивления процессу растворения:

$$1/K_p = 1/K_R + 1/K_D, \quad (5)$$

где K_R , K_D – константы скоростей межфазового перехода и диффузионного отвода примеси.

Из рассмотрения природы отдельных стадий процесса растворения следует, что константа K_R зависит только от температуры. Величина K_D связана с условиями диффузии растворенной примеси через возникающий у поверхности твердого тела пограничный слой. Поэтому для K_D характерна зависимость от гидродинамических условий у поверхности раздела «твердое - жидкое», определяемых, с одной стороны, гидродинамическими характеристиками набегающего потока и, с другой стороны, структурой поверхности образца и его геометрической формой. Таким образом, факторами, влияющими на величину коэффициента массоотдачи в процессе растворения, являются температура в зоне реакции, скорость и характер движения набегающего потока, геометрия растворяющегося тела и структура его поверхности, концентрация кислорода в теплоносителе.

Применительно к задаче регулирования ТДА кислорода в расплаве свинца (свинца-висмута) на основе использования твердофазного оксида свинца под производительностью процесса подразумевается количество растворенного кислорода, выносимого потоком теплоносителя из зоны растворения в единицу времени. Производительность в значительной степени определяется потоком кислорода с поверхности растворения S_p , который может быть найден по формуле

$$dm_{[O]}/dt = K_p \cdot (1 - a_{[O]}) \cdot S_p, \quad (6)$$

где K_p – коэффициент скорости растворения, кг/(м²·с); $a_{[O]}$ – термодинамическая активность кислорода в расплаве; S_p – площадь поверхности растворения, см².

Для расчета коэффициента скорости растворения оксида свинца разного вида (порошок, пленка, таблетки) в расплавах свинца-висмута и свинца в статических условиях были получены эмпирические зависимости K_p от температуры.

Результаты экспериментальных исследований растворения гранул оксида свинца (PbO) в условиях обтекания теплоносителем обобщены в виде критериальных зависимостей [10]

$$Sh = 8,710^{-4} \cdot Re^{1,42} \cdot Sc^{0,83} \quad \text{для Pb при } Re = 1000 - 5000, Sc = 30 - 200, \quad (7)$$

$$Sh = 3,810^{-2} \cdot Re^{0,7} \cdot Sc^{0,67} \quad \text{для Pb-Bi при } Re = 150 - 7000, Sc = 150 - 900, \quad (8)$$

где Sh – критерий Шервуда; Re – критерий Рейнольдса; Sc – критерий Шмидта или диффузионный Прандтль. Данные соотношения имеют относительную погрешность вычисления порядка 30%.

Зависимости (7) и (8) позволяют выполнить расчетную оценку удельного потока кислорода с поверхности зернистого слоя гранул PbO массообменного аппарата в расплаве Pb или Pb-Bi соответственно. Методика расчета представлена в работе [12].

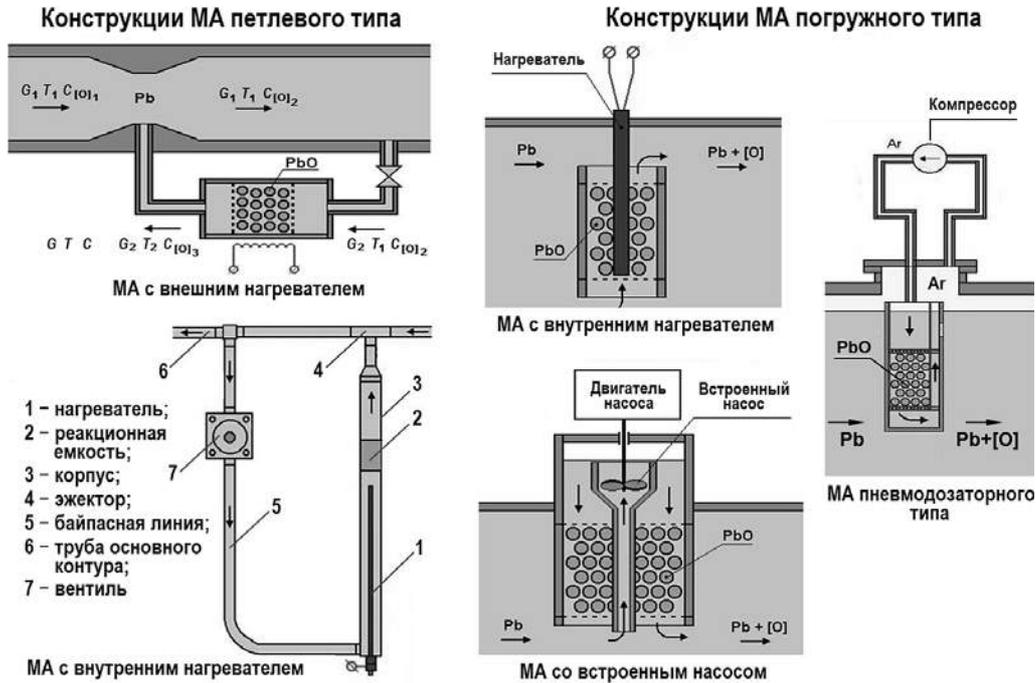


Рис. 6. Схемы конструкций массообменных аппаратов

К настоящему времени в ГНЦ РФ-ФЗИ для регулирования содержания растворенного кислорода разработаны массообменные аппараты – устройства различных конструкций (рис. 6) и принципов организации процесса растворения твердофазных оксидов свинца [13]. Накоплен значительный опыт по испытаниям и эксплуатации различных конструкций МА на исследовательских стендах со свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями, который свидетельствует об их надежности и отсутствии отрицательного воздействия на контур в целом.

В МА с внутренним нагревателем регулирование производительностью основано на зависимости скорости растворения оксида свинца от температурных и гидродинамических условий в окрестности твердофазного окислителя. Следовательно, производительность МА регулируется путем изменения мощности нагревателя, что приводит к изменению температуры в реакционной емкости данного устройства и расхода теплоносителя через нее за счет действия сил естественной конвекции. Конструктивное оформление МА с внутренним нагревателем может существенно отличаться, разработаны устройства как петлевого, так и погружного типов (см. рис. 6).

Учитывая, что скорость растворения гранул оксида свинца зависит от гидродинамических условий их обтекания, возможно регулирование потоком кислорода из массообменного аппарата при постоянной температуре за счет изменения только расхода теплоносителя через засыпку. Для создания и регулирования расхода МА в этом случае должен быть оснащен встроенным насосом. В данном варианте возможно использование портативных осевых, центробежных или электромагнитных насосов.

МА со встроенным насосом можно рекомендовать для использования на крупных экспериментальных стендах, ядерных энергетических установках, где требуются значительные потоки кислорода.

Для обеспечения циркуляции теплоносителя через массообменный аппарат может быть использован эффект газлифта при барботаже газовой смеси в вертикальном канале. Принципиальными особенностями такого массообменного аппарата являются необходимость подвода газа и расположение МА в части контура, имею-

щей границу раздела фаз «теплоноситель - газовый контур». В данном варианте МА технически сложно осуществить непрерывный контроль количества вводимого в теплоноситель кислорода в процессе эксплуатации. Неоспоримое преимущество такого типа МА заключается в отсутствии каких-либо исполнительных механизмов под уровнем теплоносителя. Побудитель расхода газа с аэрозольным фильтром расположен за пределами жидкометаллического контура, и при необходимости может быть отсечен от газового контура для профилактического осмотра или ремонта без разгерметизации установки в целом.

Другим вариантом конструкции МА, где в качестве побудителя расхода используется газ, является устройство пневмодозаторного типа с использованием газового поршня. Такой аппарат подает растворенный кислород в основной контур порциями. За каждый цикл работы МА подается одна порция растворенного кислорода. К особенностям конструкции следует отнести наличие индивидуального газового контура МА и дискретный ввод кислорода в теплоноситель. Устройство следует размещать в части циркуляционного контура установки, имеющей границу раздела фаз «теплоноситель - газовый контур». Устройства пневмодозаторного типа рекомендованы для оснащения исследовательских стендов и установок по отработке технологии тяжелых теплоносителей, проведения материаловедческих и теплогидравлических исследований.

При использовании МА и ДАК возможна полная автоматизация процесса контроля и регулирования ТДА кислорода в ТЖМТ, играющая крайне важную роль в технологии обеспечения коррозионной стойкости сталей, поскольку требуется непрерывное поддержание требуемого кислородного потенциала теплоносителя во всех режимах эксплуатации установки с ТЖМТ.

Автоматизация процесса поддержания заданного кислородного режима в ТЖМТ реализуется с помощью специальной автоматизированной системы регулирования ТДА кислорода, образцы которой разработаны в ГНЦ РФ-ФЭИ [14].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Кислород, растворенный в ТЖМТ, играет важнейшую роль в технологии обеспечения противокоррозионной защиты конструкционных сталей циркуляционного контура и оборудования.

Для контроля содержания кислорода в расплавах свинца и свинца-висмута в ГНЦ РФ-ФЭИ разрабатываются датчики на основе твердого оксидного электролита. Разработаны оптимальная геометрическая форма керамического чувствительного элемента и конструкция датчика для работы в условиях гидро- и термомеханических воздействий тяжелого жидкометаллического теплоносителя.

Датчики характеризуются высокой чувствительностью (до $a_{[O]} = 10^{-7}$), высоким быстродействием, способностью работать длительное время в условиях повышенных температур (до 700 °С) и термоударов (до 100 °С/с), надежностью и стабильностью проводящих и механических свойств в широком интервале температур и парциальных давлений кислорода.

Наиболее оптимальным методом для регулирования содержания кислорода в ТЖМТ является твердофазный метод, основанный на управляемом растворении твердофазного оксида свинца в потоке теплоносителя.

Исследована кинетика растворения оксида свинца (PbO) в расплавах свинца и свинца-висмута. Получены эмпирические зависимости для расчета кинетических характеристик процесса растворения гранул из оксида свинца в тех или иных температурных и гидродинамических условиях.

Накоплен значительный опыт по разработке, исследованию характеристик и эк-

сплуатации различных конструкций массообменных аппаратов (средств реализации твердофазного метода регулирования) на исследовательских стендах и установках со свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями. Созданные МА обладают высокой надежностью, позволяют реализовать тонкое регулирование скорости ввода кислорода и не оказывают отрицательного воздействия на контур в целом.

Работа выполнена при финансовой поддержке Минобрнауки России и имеет уникальный идентификатор ПНИЭР – RFMEFI62614X0002.

Литература

1. *Rodigina E.N., Gomel'skii K.Z., Luginina V.F.* // Zhur. Fiz. Khim. – 1961. – Vol. 35. – P. 1799.
2. *Alcock C.B. and Belford I.N.* Thermodynamics and Solubility of Oxygen in Liquid Metals from E.M.F. Measurements Involving Solid Electrolytes // Trans. Faraday Society. 1964. – Vol. 60. – No 497. – PP. 822-835.
3. *Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S.* Diffusivity, Activity and Solubility of Oxygen in Liquid Lead and Lead-bismuth Eutectic Alloy by Electrochemical Methods // J. Nucl. Mater. – 2006. – No. 349. – PP. 133-149.
4. *Громов Б.Ф., Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Гулевский В.А.* Проблемы технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей (свинец-висмут, свинец) / Сб. докл. конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. 1999. – Т1. – С. 92-106.
5. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies // OECD/NEA Nuclear Science Committee, 2007. ISBN 978-92-64-99002-9. – 693 p.
6. *Громов Б.Ф., Шматко Б.А.* Физико-химические свойства расплавов свинец-висмут // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – №4. – С. 35-41.
7. *Мартынов П.Н., Чернов М. Е., Шелеметьев В.М.* Капсульные твердоэлектролитные датчики для контроля кислорода в жидкостях и газах // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2004. – №3. – С. 26-29.
8. *Чернов М.Е.* Датчик капсульного типа для контроля кислорода в контурах ЯЭУ с теплоносителями свинец и свинец-висмут / Кандидатская диссертация. Обнинск, 2004. – 173 с.
9. *Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Гулевский В.А.* Патент 2298176 РФ, МПК G01N 27/46. Твердоэлектролитный датчик концентрации кислорода и способы его изготовления. 2007.
10. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др.* Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2004. – №3. – С. 30-34.
11. *Мартынов П.Н., Рачков В.И., Асхадуллин Р.Ш. и др.* Анализ современного состояния технологии свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей // Атомная энергия. – 2014. – №4. – С. 234-240.
12. *Легких А.Ю., Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н.* Методика расчета массообменных аппаратов с твердофазным источником кислорода / Сб. докл. Всероссийской научно-технической конференции «Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах. (Теплофизика-2011)», Обнинск, 19 – 21 октября 2011 г. – С. 280 – 290.
13. *Симаков А.А., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю.* Твердофазные окислители теплоносителей Рb-Vi и Рb для формирования и сохранения противокоррозионных пленок на сталях // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2011. – №1. – С. 33-39.
14. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю. и др.* Автоматизированная система управления термодинамической активностью кислорода в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях. / Сб. научных трудов «Избранные труды ФЭИ». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2011. – С. 188-191.

Поступила в редакцию 03.02.2016 г.

Авторы

Легких Александр Юрьевич, старший научный сотрудник, канд. техн. наук
E-mail: alegkikh@ippe.ru.

Асхадуллин Радомир Шамильевич, заместитель директора отделения физико-химических технологий, доцент, канд. техн. наук
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Садовничай Роман Петрович, научный сотрудник
E-mail: rsadovnichiy@ippe.ru

UDC 621.039.534

ASSURANCE OF CORROSION RESISTANCE OF STEELS IN HEAVY LIQUID METAL COOLANTS

Legkikh A.Yu., Askhadullin R.Sh, Sadovnichiy R.P.

JSC «SSC RF–IPPE»,

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The article is aimed at the analysis of up-to-date, experimentally-proved methods and equipment to provide conditions in the heavy liquid metal coolants for building up protective oxide coatings on the steel surface and maintaining their integrity during facility operation. Since these protective coatings are based on the oxides of steel elements, then the content of dissolved oxygen in the coolant is one of the key parameters determining their integrity. Analysis of data obtained by the Russian and foreign researchers on the oxygen solubility in liquid lead and lead-bismuth was made. This solubility is critical parameter that makes it possible to determine concentration of oxygen dissolved in heavy liquid metal coolant. There is a review of the latest developments in the area of the equipment for control of oxygen dissolved in the liquid lead and lead-bismuth, that has shown good results in the laboratory studies and has been used in the experimental facilities and test loops for justification of technology and testing components of reactor facilities with heavy liquid metal coolants designed in Russia (BREST-OD-300 and SVBR-100). An overview of the main mass exchanger designs (devices for controlled oxygen adding to the coolant) developed by the specialists of JSC “SSC RF – IPPE” during the recent 15 years, is presented. The answer is given to the question concerning practicability of mass exchangers application and their advantages over the gas-phase methods of oxygen adding. Design features of all types of mass exchangers are described. Results of the analysis show that highly effective and reliable devices have been created up to date, that are capable of monitoring and controlling conditions required for assuring corrosion resistance of structural steels in heavy liquid metal coolants in the long-term operation (tens of thousands hours).

Key words: oxygen sensor, corrosion control, oxygen content, mass exchanger, oxide film, solubility, lead, lead-bismuth, coolant, technology.

REFERENCES

1. Rodigina E.N., Gomeľ'skii K.Z., Luginina V.F. *Zhur. Fiz. Khim.* 1961, v.35, p. 1799
2. Alcock C.B. and Belford I.N. Thermodynamics and Solubility of Oxygen in Liquid Metals from E.M.F. Measurements Involving Solid Electrolytes. *Trans. Faraday Society*, 1964, v. 60, no. 497, pp. 822-835.
3. Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S. Diffusivity, Activity and Solubility of Oxygen in Liquid Lead and Lead-bismuth Eutectic Alloy by Electrochemical Methods, *J. Nucl. Mater.*, 2006, iss. 349, pp. 133-149.
4. Gromov B.F., Orlov Yu.I., Martynov P.N., Gulevsky V.A. Issues of technology of heavy liquid metal coolants (lead-bismuth and lead). *Proceedings of Conference «Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies»*. Obninsk. SSC RF-IPPE Publ. 1999, v.1, pp. 92-106 (in Russian).

5. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD/NEA Nuclear Science Committee, 2007. ISBN 978-92-64-99002-9, 693.
6. Gromov B.F., Shmatko B.A. Physical and Chemical Properties of Liquid Lead-Bismuth. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1996, no.4, pp. 35-41 (in Russian).
7. Martynov P.N., Chernov M.E., Shelemetyev V.M. Solid electrolyte capsule sensors for oxygen monitoring in liquids and gases. *New industrial technologies, TsNILOT*. 2004, no. 3, pp. 26-29 (in Russian).
8. Chernov M.E. *Datchik kapsul'nogo tipa dlya kontroya kisloroda v konturah YaEU s teplonositelyami svinec i svinec-vismut*. Diss. kand. tekhn nauk [Capsule type sensor for oxygen control in NPP circuits with lead and lead-bismuth coolants]. Cand. tech. sci. diss]. Obninsk, 2004. 173 p. (in Russian).
9. Martynov P.N., Chernov M.E., Gulevsky V.A. *Tverdoelektrolitnyj datchik koncentracii kisloroda i sposoby ego izgotovleniya* [Solid electrolyte sensor of oxygen content and methods of its fabrication]. Patent 2298176 RF, MPK G01N 27/46. 2007 (in Russian).
10. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Simakov A.A., Lanskih V.S., Gulevsky G.V. Solid phase technology of oxygen control in heavy liquid metal coolants. *New industrial technologies. TsNILOT*. 2004, no. 3, pp. 30-34 (in Russian).
11. Martynov P.N., Rachkov V.I., Askhadullin R.Sh., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V. Analysis of Modern State of Lead and Lead-Bismuth Coolant Technology. *Atomnaya Energiya*. 2014, no. 4, pp. 234-240 (in Russian).
12. Legkikh A.Yu., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N. Metodika rascheta massoobmennyyh apparatov s tverdogaznym istochnikom kisloroda [Technique of calculation of mass exchangers with solid phase oxygen source], Sb. dokl. Vserossiyskoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Teplofizicheskie eksperimental'nye i raschyotno-teoreticheskie issledovaniya v obosnovanie harakteristik i bezopasnosti yadernyh reaktorov na bystryh nejtronah. (Teplofizika-2011)» [Proceedings of All-Russia Scientific and Technical Conference "Thermal Physics Experimental and Analytical Studies for Justification of Characteristics and Safety of Fast Reactors (Thermal Physics-2011)"]. Obninsk, 19-21 Dec. 2011, pp. 280-290 (in Russian).
13. Simakov A.A., Askhadullin R.Sh., Legkikh A.Yu. Solid phase oxidizers of Pb-Bi and Pb coolants for creation and maintaining of anti-corrosion films on the steels. *New industrial technologies. TsNILOT*. 2011, no. 1, pp. 33-39 (in Russian).
14. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Legkikh A.Yu., Simakov A.A., Chaban A.Yu., Sadovnichiy R.P. Avtomatizirovannaja sistema upravlenija termodinamicheskoy aktivnost'ju kisloroda v svincovom i svincovo-vismutovom teplonositeljah [Automatic system of control of oxygen thermodynamic activity in lead and lead-bismuth coolants]. *Sb. nauchnyh trudov «Izbrannyye trudy FEI»* [IPPE Selectas]. Obninsk, JSC «SSC RF-IPPE» Publ. 2011, pp. 188 – 191 (in Russian).

Authors

Legkikh Aleksandr Yur'evich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Enrineering)

E-mail: aleggikh@ippe.ru

Askhadullin Radomir Shamil'evich, Deputy Director,

Associate Professor, Cand. Sci. (Enrineering)

E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Sadovnichiy Roman Petrovich, Researcher,

E-mail: rsadovnichiy@ippe.ru

ИДЕОЛОГИЯ И ПРОБЛЕМЫ СИСТЕМНО-ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ОПТИМИЗАЦИИ ЯЭУ

А.В. Клименко *, В.Л. Миронович **

* *ОФ «Институт системно-экономических исследований им. Я.В.Шевелёва» 144001, г.Электросталь, Московская обл., ул. К.Маркса, 6а*

** *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ 249040, Калужская обл., г.Обнинск, Студгородок, 1*



Описана итерационная схема оптимизации системы звеньев ядерного топливно-энергетического комплекса (ЯТЭК). Одним из таких звеньев является ядерная энергетика (ЯЭ). Оптимизация параметров ядерной энергетической установки (ЯЭУ) итерационно связана с оптимизацией структуры ЯЭ как звена системы ЯТЭК. Последовательно оптимизируя звенья системы ЯТЭК, получают функции связи между звеньями – потоки материалов и их цены как функции времени. На каждой итерации при оптимизации конкретного звена внешние потоки и цены берутся из оптимизированных на этой же итерации других звеньев системы. Потоки и цены, полученные при оптимизации рассматриваемого звена на очередной итерации, передаются для оптимизации других звеньев в данной итерации. По такому же принципу оптимизируются и конкретные ЯЭУ. Последовательно оптимизируя все звенья системы ЯТЭК, добиваются сходимости планов (решений) развития и размещения всех звеньев. Так обеспечивается сходимость всех функций времени, включая потоки материалов и их цены, позволяющая найти один или несколько локально-оптимальных планов развития и размещения ТЭК России, а заодно и энергетических установок (ЭУ) на угле, газе, ЯЭУ и прочих ЭУ. Если локально-оптимальных планов счетное число, то можно выбрать наилучший из них. При поступлении новой информации относительно любого фактора математических моделей звеньев системы ЯТЭК следует заново выполнить оптимизацию с учетом сделанных затрат, строящихся и уже введенных ЭУ. Указаны проблемы системной оптимизации звеньев ЯТЭК как функционала оптимизации ЯЭУ. До настоящего времени не существует теории вырожденных задач оптимизации, хотя именно такие задачи являются реальными [1]. Одной из важных проблем в решении вырожденных задач оптимизации является проблема сходимости при оптимизации произвольного звена системы ЯТЭК к локально-оптимальному плану, согласованному с локально-оптимальными планами остальных звеньев. Не менее важной проблемой такого класса задач является возникновение повторяющихся циклов во внутренних итерациях в ходе оптимизации плана отдельного звена системы ЯТЭК. Эта особенность требует включения в алгоритмы оптимизации дополнительных алгоритмов выхода из циклов.

Ключевые слова: вырожденная задача оптимизации, система, ядерный топливно-энергетический комплекс, экономика, энергетика, энергосистема, энергоустановка, ядерная энергетическая установка, оптимальность, конкурентоспособность.

ИТЕРАЦИОННАЯ СХЕМА Я.В. ШЕВЕЛЁВА ПОЛУЧЕНИЯ ЛОКАЛЬНО-ОПТИМАЛЬНОГО ПЛАНА ДЛЯ СЛОЖНЫХ СИСТЕМ

Как показано в [2, 3], ни одна из эксплуатирующихся и проектируемых перспективных ЯЭУ не оптимальна по экономическому критерию суммарных приведенных затрат на всю программу развития топливно-энергетического комплекса (ТЭК) России (теоретически на бесконечном интервале планирования). Как следствие, конкурентоспособность таких ЯЭУ в сравнении с ЭУ традиционной энергетики находится под угрозой.

Экономические критерии, принятые в бизнесе, например, ЧДД – чистый дисконтированный доход (NPV – Net Present Value), ВНД – внутренняя норма доходности (IRR – Internal Rate of Return), ДПО – дисконтированный период (срок) окупаемости (DPB – Discounted Payback Period), являются производными универсального критерия суммарных приведенных затрат. Они вычисляются автоматически для оптимального плана по критерию суммарных приведенных затрат, и не меняют оптимальный план.

Рассмотрим методологию оптимизации параметров ЯЭУ в системе ЯТЭК по Я.В. Шевелёву [4].

Система ЯТЭК в упрощенном виде представлена на рис. 1. Схема не является детальной, поскольку представлена лишь интегральными звеньями добычи урана, изотопного обогащения урана, изготовления ядерного топлива (фабрикация топливных элементов, кассет, сборок), ядерной энергетики (все имеющиеся и проектируемые ЯЭУ), радиохимической переработки облученного топлива, хранения и захоронения облученных материалов.

При оптимизации i -го звена системы ЯТЭК решаются задачи развития и размещения производства с технологией i , включая оптимизацию параметров как предприятий (моменты ввода предприятий в эксплуатацию, установленные мощности, режимы работы, виды технологии, потоки материалов на входе и выходе, запасы складов материалов и т.д.), так и самой технологии i (параметры геометрии, управляющие параметры и интенсивности процессов). Для этого строятся динамические модели оптимизации звеньев. На выходе решений таких моделей появляются потоки материалов и цены всех факторов модели, включая цены всех материалов. Поскольку схема оптимизации системы ЯТЭК итерационная, то на очередной итерации i -го звена в качестве внешних спросов на материалы, которые производит это звено, служат потоки материалов сырья, полученные при оптимизации $i + 1$ -го звена, а внешними ценами сырья материалов на входе в звено i служат цены произведенной продукции в звене $i - 1$. В результате оптимизации i -го звена корректируются (уточняются) потоки и запасы складов для продукции этого звена, поступающей как «сырье» в звено $i + 1$ для его последующей оптимизации. Одновременно корректируются (уточняются) и цены продукции звена i , учитываемые как внешние цены сырья при оптимизации звена $i + 1$. Так, последовательно оптимизируя все звенья системы ЯТЭК, добиваются сходимости планов (решений) развития и размещения всех звеньев. В этом случае обеспечивается сходимость всех функций времени, включая потоки и цены материалов. Эта сходимость обеспечивает нахождение одного или нескольких локально-оптимальных планов развития и размещения ТЭК России. Если локально-оптимальных планов счетное число, то, сравнивая их функционалы (значения целевой функции), можно выбрать наилучший из них. При поступлении новой информации относительно любого фактора моделей звеньев системы ЯТЭК следует заново провести оптимизацию системы звеньев. Оптимизацию в этом случае следует проводить с учетом сделанных затрат, строящихся и уже введенных мощностей.



Рис. 1. Итерационная схема Я.В.Шевелёва получения локально-оптимального плана для сложных систем (на примере упрощённой системы ядерного топливно-энергетического комплекса)

Представим конспективно логику системной оптимизации параметров ЯЭУ по экономическому критерию.

- **На входе** системной оптимизации требуются
 - графики внешних **цен сырья** во времени (на топливо требуемой геометрии и изотопного состава; на материалы, используемые в оборудовании ЯЭУ; на оборудование);
 - **список** всех имеющихся проектов ЯЭУ, выполненных в оптимальных (насколько это возможно) ценах системы ЯТЭК.
- **На выходе** системной оптимизации формируются
 - **объемы (потоки)** материалов оборудования ЯЭУ (топлива, требуемой конфигурации; материалов деталей и оборудования ЯЭУ);
 - **структура** ЯЭ (временные графики нагрузок всех ЯЭУ), обеспечивающая оптимальную долю выработки энергии в энергосистеме во времени; на уровне энергосистемы (ТЭК) оптимизируются одновременно все ее подсистемы (угольная, нефтяная, газовая, гидро, распределительные сети, ЯТЭК и др);
 - **суммарные потоки** во времени всех изотопов, всех материалов, требуемых для ЯЭУ, вошедших в оптимальный план (оптимальную структуру) развития ЯЭ;
 - графики внутренних **цен производства** для потоков облученных материалов (топливные сборки, материалы оборудования), подлежащих продаже другим подразделениям ЯТЭК или экономики. Например, по этим **ценам** продаются облученные топливные сборки звену радиохимической переработки.
- **На входе** математической модели предприятия (энергоблока), отрасли, систе-

мы отраслей (энергосистемы) каждая технология и ресурс потребляются по внутренней **цене потребления**:

$$C_{\text{потр.}} = C_{\text{сырья}} + \lambda,$$

где $C_{\text{сырья}}$ – внешняя цена сырья, λ – здесь множитель Лагранжа потребления сырья.

Если Z – функционал, а x – ресурс или интенсивность технологии (переменная модели), то множитель Лагранжа $\lambda = \partial Z / \partial x$. Он показывает, насколько изменится величина функционала при изменении границы переменной модели или ресурса модели на единицу и является алгебраической величиной. Как видно, внутренняя цена потребления сырья $C_{\text{потр.}}$ отличается от внешней (прейскурантной) цены сырья на величину алгебраической добавки. Эта добавка и есть множитель Лагранжа.

• **На выходе** математической модели предприятия (энергоблока), отрасли, системы отраслей (энергосистемы) каждая технология и ресурс производят продукты по внутренней **цене производства**:

$$C_{\text{произв.}} = C_{\text{прод.}} - \lambda,$$

где $C_{\text{прод.}}$ – внешняя (прейскурантная) цена продукции, λ – здесь множитель Лагранжа производства продукции.

Как видно, внутренняя цена производства продукции $C_{\text{произв.}}$ отличается от внешней (прейскурантной) цены продукции на величину алгебраической добавки – множителя Лагранжа.

Иначе говоря, на каждой новой итерации поиска оптимума по математической модели внутренняя **цена потребления (производства)** любого фактора (материала) этой итерации определяется как сумма внешней **цены сырья (продукции)** этого фактора предыдущей итерации с алгебраическим значением **множителя Лагранжа потребления (производства)** продукции предыдущей итерации.

Итерации заканчиваются, когда на предыдущей и текущей итерациях наблюдаются совпадения значений **цен потребления сырья**, а также **цен производства продукции**, т.е. когда и для потребления сырья, и для производства продукции $\lambda = 0$. Другими словами, когда внешние цены потребления (производства) совпадают с внутренними ценами потребления (производства).

В оптимальном плане все значения множителей $\lambda = 0$. Значения $\lambda \neq 0$ допускаются в оптимальном плане лишь для внешних границ ресурсов и технологий, которые невозможно по разным причинам изменить, а переменные модели вышли на эти границы. Например, нельзя изменить температуру кипения чистого натрия в системе с заданным давлением.

Для наглядности рассмотрим (рис. 2) фрагмент оптимизации концентрации изотопа U^{235} в малом сегменте твэла, расположенного на расстоянии r от центральной оси активной зоны цилиндрического реактора и на высоте h от центральной плоскости активной зоны.

Пусть при оптимизации функционала Z (суммарных приведенных затрат) среди вектора переменных, подлежащих оптимизации, есть переменная – концентрация x U^{235} в конкретном твэле на его высоте h , расположенном в кассете на расстоянии r от центра активной зоны. Пусть на итерации k в модели оптимизации получен для уравнения выгорания U^{235} множитель Лагранжа $\lambda > 0$, например, $\lambda = 3,5$ [млн. руб./% U^{235}], т.е. $\lambda = \partial Z / \partial x = +3,5$ [млн. руб./% U^{235}]. Этот множитель появляется в двойственном решении задачи оптимизации.

Другими словами, $\partial Z = \lambda \times \partial x = 3,5$ [млн. руб./% U^{235}] $\times \partial x$ [% U^{235}]. Стремясь к оптимальному решению, нужно уменьшать функционал, т.е. придти к отрицательным значениям его дифференциала (вариации) $\partial Z < 0$. Для этого следует сделать $\partial x < 0$.

Значит, на следующей $k + 1$ -ой итерации снижение концентрации U^{235} на каждый 1% в этом месте твэла приведет к улучшению решения на пути поиска оптимума, т.е. к снижению значения функционала (если функционалом являются приведенные затраты **З**) на 3,5 млн. руб.

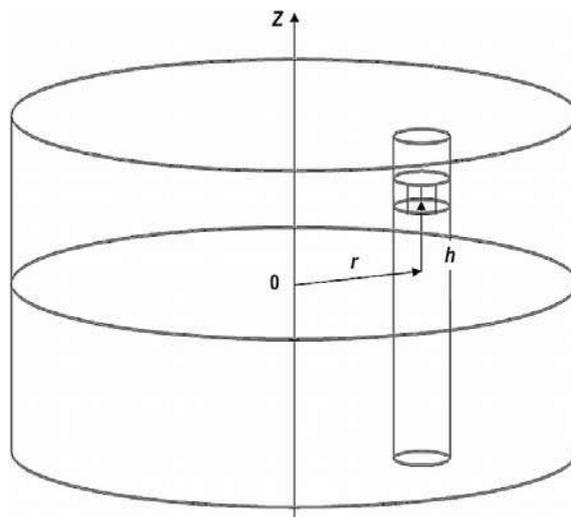


Рис. 2. Цилиндрическая активная зона ядерного реактора. На расстоянии r находится твэл, в котором оптимизируется концентрация x изотопа U^{235} . Сегмент твэла, в котором оптимизируется концентрация x , находится на высоте h от центра твэла

Если же для этого случая оказалось, что множитель Лагранжа $\lambda < 0$, например, $\lambda = -3,5$ [млн. руб. / % U^{235}], то на следующей $k + 1$ -ой итерации увеличение концентрации U^{235} на каждый 1% в этом месте твэла приведет к улучшению решения на пути поиска оптимума, т.е. к снижению значения функционала на 3,5 млн. руб.

Подобным образом следует оптимизировать все параметры ЯЭУ до получения множителей Лагранжа $\lambda = 0$ для всех параметров установки.

Если оптимизированная по рассмотренной схеме ЯЭУ **входит** в оптимальный план ЯЭ как части энергосистемы, то она **может быть** конкурентоспособной на рынке.

Если же ЯЭУ вошла в оптимальный план как установка, замыкающая энергетический баланс энергосистемы, то ее конкурентоспособность окажется неустойчивой. Колебание конъюнктуры рынка (например, снижение спроса) может исключить эту ЯЭУ из оптимального плана и, следовательно, сделать ее неконкурентоспособной.

Если оптимизированная ЯЭУ **не войдет** в оптимальный план ЯЭ как части энергосистемы, то она **не сможет быть** конкурентоспособной на рынке. В этом случае следует сосредоточиться либо на другой **конструкции** (схеме) ЯЭУ, либо на другой **концепции** ЯЭУ.

Здесь уместно вспомнить слова Ясена Владимировича Шевелёва: «*Наилучшим образом спроектированная (оптимизированная) ЯЭУ может быть хуже пустого варианта, т.е. варианта, когда эта ЯЭУ не строится*».

В сложных системах по этой итерационной схеме можно получить только локально-оптимальный план.

Задача оптимизации сложных систем относится к самому сложному классу вырожденных задач оптимизации. Теории же вырожденных задач оптимизации до настоящего времени не существует. Между тем, именно такие задачи являются реальными [5, 6].

Замечание. Не следует связывать вырожденные задачи оптимизации с вырожденными матрицами. Вырожденные задачи оптимизации имеют дело с неособенными

ми матрицами, т.е. с матрицами, имеющими обратные матрицы и, следовательно, решения. Однако природа рассматриваемых задач такова, что решения их – вырожденные, т.е. один или более компонентов базисного вектора решения равны нулю.

ПРОБЛЕМЫ СИСТЕМНОЙ ОПТИМИЗАЦИИ ЗВЕНЬЕВ ЯТЭК

1. Проблема сходимости итераций в вырожденной задаче оптимизации произвольного i -го звена системы ЯТЭК к локально-оптимальному плану этого звена, согласованному с локально-оптимальными планами остальных звеньев системы ЯТЭК.

В терминах задачи линейного программирования, являющегося самым нижним уровнем алгоритма оптимизации нелинейной задачи [7], оптимизационная задача выглядит так:

$$Z = c^T x \rightarrow \min \quad (1)$$

при ограничениях

$$Ax = b, \quad (2)$$

$$r \leq x \leq s \quad (r, s \geq 0). \quad (3)$$

Здесь Z – целевая функция (функционал), подлежащая оптимизации; c – вектор-столбец коэффициентов целевой функции; A – матрица условий-ограничений задачи оптимизации; x – вектор-столбец переменных задачи оптимизации; b – вектор-столбец свободных членов (правая часть ограничений); r, s – векторы-столбцы числовых ограничений, налагаемых на переменные задачи.

Решение такой задачи $x = A^{-1}b$ доставляет минимум целевой функции Z , где A^{-1} – обратная матрица исходной матрицы A . Предполагается, что система уравнений (2) и (3) совместна и решение существует.

Вырожденность оптимизационной задачи создает проблему сходимости итераций вырожденных решений между звеньями системы ЯТЭК. Поясним это.

Обычно размерность рядовой обратной матрицы A^{-1} при оптимизации произвольного звена системы ЯТЭК составляет не менее $10\,000 \times 10\,000$. Например, решение задачи (базис) в произвольном звене системы ЯТЭК таково.

На первой итерации

$$x^T = (A^{-1}b)^T = \{x_1, x_2, x_3, \dots, x_{8000}, 0, 0, 0, \dots, x_{9000}, x_{9001}, x_{9002}, \dots, x_{10000}\}.$$

На второй итерации

$$x^T = (A^{-1}b)^T = \{x_1, x_2, x_3, \dots, x_{5000}, x_{5001}, 0, 0, 0, \dots, x_{5501}, 0, x_{5503}, \dots, x_{6002}, \dots, x_{9000}, \dots, x_{9400}, 0, 0, 0, \dots, x_{9901}, \dots, x_{9940}, 0, 0, 0, \dots, x_{9971}, x_{9972}, \dots, x_{10000}\}.$$

На пятой и шестой итерациях

$$x^T = (A^{-1}b)^T = \{x_1, x_2, x_3, \dots, x_{6000}, x_{6001}, 0, 0, 0, \dots, x_{6501}, 0, x_{6503}, \dots, x_{7002}, \dots, x_{8000}, \dots, x_{8400}, 0, 0, 0, \dots, x_{8901}, \dots, x_{9940}, 0, 0, 0, \dots, x_{9981}, x_{9982}, \dots, x_{10000}\}.$$

Здесь для вектора решения x часть координат $x_j > 0; j = 1, 2, 3, \dots, 10000$. Там, где в базисе координаты равны нулю, они указаны в явном виде.

Сходимость базисов достигается только в одной точке. Эта точка – локальный оптимум.

2. Природа вырожденных задач оптимизации приводит к цикличности во внутренних итерациях при оптимизации плана отдельного i -го звена системы ЯТЭК. В таком случае в алгоритмы оптимизации требуется включить

дополнительные алгоритмы выхода из циклов [5 – 7].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

До сих пор ни одна ЯЭУ, ни одна ядерная технология ЯТЦ не оптимизировались по экономическому критерию в энергосистеме (ТЭК) с целью создания коммерческих ЯЭУ и ядерных технологий.

Итерационная схема Я.В. Шевелёва для поиска оптимальных планов сложных систем (включая экономику и энергетику) является, по сути, декомпозицией сложных систем на отдельные подсистемы, оптимизацией этих подсистем по критериям, согласованным с принятым основным критерием всей системы, и дальнейшей увязкой решений отдельных подсистем в единое согласованное решение всей системы. Этот метод позволяет находить локально-оптимальные планы для всей системы. Если таких планов счетное число, то среди них можно выбрать наилучший в смысле принятого общего критерия всей системы. Этот план и будет глобальным оптимумом.

При оптимизации параметров ЯЭУ как элемента системы ЯТЭК, т.е. решении прямой задачи оптимизации ЯЭУ (ее принято называть *задачей об интенсивностях технологий*), автоматически получается и решение двойственной задачи. Последнюю задачу, сопряженную к прямой задаче оптимизации, принято называть *задачей о ценах* (множителях Лагранжа). Множители Лагранжа показывают, насколько изменится оптимизируемый функционал при изменении конкретного параметра (или переменной задачи) на единицу. Этот системный факт является руководством к действию (управляющим воздействием) для дальнейшего изменения значения переменной (или ее границы) с целью оптимизации функционала. В этом и заключается суть всей оптимизации параметров ЯЭУ.

На пути реализации алгоритма оптимизации ЯЭУ приходится преодолевать сложности, связанные с поиском оптимальных планов всех звеньев ЯТЭК, с системой, поставляющей управляющие функции (цены) для оптимизации параметров ЯЭУ. Преодоление этих сложностей, связанных с природой вырожденных задач оптимизации, состоит в приведении алгоритмов сходимости решений отдельных звеньев к согласованному единому решению, а также в устранении природной цикличности алгоритмов поиска оптимальных планов отдельных звеньев.

Итерационная схема оптимизации сложной системы ЯТЭК реализована в компьютерном комплексе программ (коде) TOBAS [4, 7].

Литература

1. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации экономики и энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2015. №3. С. 144-154.
2. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации и оптимальность ЯЭУ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2015. №4. С. 133-143.
3. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации экономики и конкурентоспособность ЯЭУ. [Электронный ресурс] / – Электросталь: ОФ «Институт системно-экономических исследований им. А.Я. Шевелёва», 2015. – (CD-ROM).
4. Шевелёв Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. – М.: РГТУ, 1996. – 736 с.
5. Линейные неравенства и смежные вопросы. / Сб. статей под ред. Г.У. Куна и А.У. Таккера. – М.: Издательство иностранной литературы, 1959. – 472 с.
6. Гасс С. Линейное программирование (методы и приложения). – М.: Гос. изд-во физ.-мат. литературы, 1961. – 304 с.
7. Клименко А.В. Математическая модель оптимизации энергосистемы и ее применение. / Монография. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 292 с.

Поступила в редакцию 16.01.2016 г.

Авторы

Клименко Анатолий Васильевич, директор Общественного фонда «Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва»; доктор техн. наук, профессор
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

Миронович Владимир Львович, доцент Обнинского института атомной энергетики
НИЯУ МИФИ
E-mail: rio@iate.obninsk.ru

UDC 519.87:621.039.5

**SYSTEM AND ECONOMIC OPTIMIZATION PROBLEMS OF NPPs
AND ITS IDEOLOGY**

Klimenko A.V.*, Mironovich V.L.**

*Social Fund «Ya.V. Shevelyov Institute for Systems and Economic Research»
6a K. Marx str., Elektrostal', Moscow Reg., 144001 Russia

**Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research
Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The iterative circuit design of optimization of system of links of nuclear fuel and energy complex (NFEC) is presented. One of such links is the nuclear power (NP). Optimization of parameters of a nuclear power plant (NPP) is linked is iterative with structure NP optimization as system NFEC link. Sequentially optimizing system NFEC links, gain link functions between links - material flows and their prices as time functions. On each iteration by optimization of a concrete link the external streams and the external prices are taken from optimization on the same iteration of other links of system NFEC. In turn, streams and the prices gained as a result of optimization of the observed link on some iteration, are transmitted for optimization of other links of system NFEC on the same iteration. By the same principle are optimized also concrete NPPs. So, sequentially optimizing all links of system NFEC, convergence of plans (solutions) of development and disposing of all links achieve. In this case convergence of all functions of a time, including material flows and the prices of materials is ensured. This convergence ensures determination of one or several is local-optimum plans for development and disposing of the fuel and energy complex (FEC) of Russia, and together with it and power plants (PPs) at an coal, PPs on gas, NPPs. If is local-optimum plans countable number, that, comparing their objective functionals (values of the objective function), it is possible to choose best of them. At arrival of the new information concerning any factor of mathematical models of links of system NFEC, it is necessary to make optimization of system of links anew. Optimization in this case should be conducted with allowance for the made costs which are under construction and already injected powers.

Problems of system optimization of links NFEC as functional of optimization NPP are indicated. Till now there is no theory of degenerate optimization problems. Meanwhile, such problems are real problems. One of the important problems of degenerate optimization problems is the problem of convergence of iterations by optimization of the arbitrary link of system NFEC to the is local-optimum plan of this link agreed is local-optimum plans of remaining links of system NFEC. Other important problem of degenerate optimization problems is the nature of these problems

generating iterated loops in inner iterations by optimization of the plan of a separate link of system NFEC. It requires turning on in algorithms of optimization still algorithms of escaping of loops.

Keywords: degenerate optimization problem, system, nuclear fuel and energy complex, economy, power engineering, electric power system, power plant, nuclear power plant, optimality, competitive strength.

REFERENCES

1. Klimenko A.V. Vyrozhdennyye zadachi optimizatsii ekonomiki i energetiki [Degenerate optimization problems of economy and power]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2015, no. 3, pp. 144-154 (in Russian).
2. Klimenko A.V. Vyrozhdennyye zadachi optimizatsii i optimalnost' YaEU [Degenerate optimization problems and optimality of NPPs]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2015, no. 4, pp. 133-143. (in Russian).
3. Klimenko A.V. Degenerate optimization problems of economy and competitive of NPPs [Electronic resource]. *Elektrostal'. Social Fund «Ya.V. Shevelyov Institute for Systems and Economic Research»*, 2015 (CD-ROM in Russian).
4. Shevelyov Ya.V., Klimenko A.V. *Effektivnaya ekonomika yadernogo toplivno-energeticheskogo kompleksa* [Effective economics of the nuclear fuel and energy complex]. Moscow. RGGU Publ., 1996. 736 p. (in Russian)
5. *Linejnye neravennstva i smezhnie voprosi. Sbornik statej pod redakciej H.W. Kuhn i A.W. Tucker* [Linear Inequalities and Related Systems. Edited by H.W.Kuhn and A.W.Tucker. Princeton. 1956]. Moscow. Inostrannaya literatura Publ., 1959. 472 p. (in Russian).
6. Gass S.I. *Linejnoe programmirovaniye (metody i prilozheniya)* [Gass S.I. Linear Programming. Methods and Applications. New York – Toronto – London. 1958]. Moscow. Fiziko-matematicheskaya literatura State Publ., 1961. 304 p. (in Russian)
7. Klimenko A.V. *Matematicheskaya model' optimizatsii energosistemy i eyo primeneniye: Monografiya* [Mathematical model of optimization of an electric power system and its application. The Monography]. Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2010. 292 p. (in Russian)

Authors

Klimenko Anatoly Vasil'evich, Director of Social Fund «Ya.V. Shevelyov Institute for Systems and Economic Research», Dr.Sci. (Engineering), Professor
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

Mironovich Vladimir L'vovich, Associate Professor
E-mail: rio@iate.obninsk.ru

ОТ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ



Уважаемые авторы!

С ноября 2015 г. изменились правила оформления статей для публикации в журнале «Известия вузов. Ядерная энергетика». Это связано с включением журнала в Scopus – коммерческую наукометрическую базу данных и инструмент для отслеживания цитируемости статей, опубликованных в научных изданиях. В связи с этим появились новые обязательные требования для авторов.

1. В «английском блоке» статьи необходимо представить реферат (ABSTRACT) на хорошем английском языке. Рекомендуемый объем реферата примерно 250 – 300 слов. Реферат как русского, так и английского блоков, следует структурировать. Например, рекомендуется сформулировать цель работы; затем описать процесс ее выполнения (использование новых приборов, программных продуктов, методологий и т.п.); привести итоговые результаты и выводы (показать значимость и новизну полученных результатов). Реферат в русском блоке может быть меньшим по объему, чем в английском (ABSTRACT).

2. Необходимо представить REFERENCES – пристатейный список литературы в романском алфавите (латинице), пригодный для зарубежных поисковых систем, оценивающих уровень цитируемости работ отечественных авторов.

Ниже приводятся практические рекомендации по оформлению статей, которые размещены также на сайте журнала. Просьба ознакомиться с ними перед отправкой материала в редакцию. Статьи, не удовлетворяющие требованиям редакции, к рецензированию и дальнейшему рассмотрению приниматься не будут.

Главный редактор Ю.А. Казанский

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ЖУРНАЛЕ

В журнале «Известия вузов. Ядерная энергетика» публикуются материалы по следующим направлениям:

- актуальные проблемы ядерной энергетики;
- атомные электростанции;
- безопасность, надежность и диагностика ЯЭУ;
- вывод из эксплуатации;
- история науки;
- материалы и ядерная энергетика;
- методы прямого преобразования ядерной энергии;
- моделирование процессов в объектах ядерной энергетики;
- подготовка кадров;
- применение ядерных методов и средств;
- теплофизика и теплогидравлика;
- топливный цикл и радиоактивные отходы;
- физика в ядерной энергетике;
- физика и техника ядерных реакторов;
- химия, физика и техника теплоносителей;
- экология энергетики;
- экономика ядерной энергетики;
- ядерная медицина.

Статьи по тематике «Актуальные проблемы ядерной энергетики» (до одного авторского листа – 16 страниц формата А4) пишутся авторитетными специалистами по заказу редакционной коллегии. Статьи по всем остальным направлениям (до 0.75 авторского листа), письма в редакцию (до 0.25 авторского листа), юбилейные и памятные персоналии (до 0.1 авторского листа) принимаются от студентов, аспирантов и научно-технических работников атомной отрасли. В указанные объемы входят рисунки, таблицы и ссылки на литературные источники и электронные ресурсы. (Объемы статей могут быть увеличены в случае выхода специальных выпусков журнала по заказу предприятий и организаций, оплачивающих издательские расходы.)

Статьи должны быть оригинальными, представлять интерес своей новизной, обладать научной и практической значимостью, содержать четкую постановку целей и задач исследования, строгую научную аргументацию, обобщения и выводы. К рассмотрению принимаются только ранее не публиковавшиеся статьи, а также не находящиеся на рассмотрении для публикации в другом издательстве.

Рукописи статей направляются в редакцию по рекомендациям кафедр вузов или НТС отделов и должны сопровождаться экспертными заключениями о возможности опубликования, а также лицензионными договорами и актами приема-передачи для каждого автора (бланки лицензионного договора и акта приема-передачи размещены на сайте по адресу <http://journal.iate.obninsk.ru/>).

Поступившие в редакцию статьи проходят экспертизу членов редколлегии на соответствие тематике журнала и направляются на внешнее рецензирование независимым рецензентам.

Замечания рецензентов направляются по электронной почте авторам. Корректур статьи и ответ рецензенту пересылаются в редакцию в течение недели. Только после этого редколлегия принимает решение о публикации статьи.

Решением редакционной коллегии статья может быть отклонена, если она не удовлетворяет перечисленным выше условиям.

ПРАВИЛА ОФОРМЛЕНИЯ СТАТЕЙ

При подготовке статьи в журнал авторы должны руководствоваться стандартом «Оригиналы авторские и текстовые издательские» (ОСТ 29.115–88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования.

1. Экземпляр статьи должен быть отпечатан на листах формата А4 шрифтом «Times New Roman» 12 пунктов (пт) через полтора интервала (печать односторонняя). Статья должна иметь следующую структуру:

- **индекс УДК;**
- **заглавие** (без аббревиатур, не более 15-ти слов);
- **инициалы и фамилии авторов;**
- **место работы каждого автора с полным почтовым адресом;**
- **реферат** (150 – 300 слов);
- **ключевые слова** (10 – 12 слов);
- **текст статьи** (без рисунков и таблиц);
- **пристатейный список литературы** (6 – 18 ссылок с заголовком «Литература» – перечень русскоязычных источников, источников на иностранных языках и электронных ресурсов, набранный без опции «нумерованный список»);
- **информация об авторах статьи** (заголовок «Авторы»): фамилия, имя и отчество

(полностью), должность, ученая степень, телефон (для контакта с редакцией), E-mail;

- **таблицы**;
- **рисунки** с подрисуночными подписями (общим количеством не более восьми).
- **индекс UDC** (УДК для англ. блока);
- **заглавие** (на английском языке);
- **фамилии и инициалы авторов** (на английском языке);
- **место работы каждого автора с полным почтовым адресом** (на английском);
- **реферат** (250 – 300 слов на английском языке с заголовком «ABSTRACT»);
- **ключевые слова** (на английском языке, соответствующие русскоязычному набору);
- **пристатейный список литературы** (заголовок «REFERENCES») – те же пункты из списка «Литература», но с транслитерацией фамилий и слов, записанных по-русски, и с переводом на английский язык неанглоязычных названий источников);
- **информация об авторах статьи** (заголовок Authors): фамилия, имя и отчество (полностью), должность, ученая степень, E-mail.

2. Статья должна представляться также в электронном виде файлом, подготовленном в текстовом процессоре MS Word в режиме разметки страницы. Файл следует сохранять с расширением *.doc (или *.rtf) без макросов. Имя файла должно начинаться фамилией контактирующего автора на латинице (например, Romanov.doc или Romanov.rtf). Основной текст набирается шрифтом «Times New Roman» (12 пт) через полтора интервала с автоматической расстановкой переносов. Ширины всех полей страницы – 20 мм. Для содержимого таблиц и подрисуночных подписей может использоваться шрифт «Arial Narrow» (9 пт) с одинарным межстрочным интервалом и с интервалами до и после абзаца по три пункта. Все таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения (кроме общепринятых) в ячейках таблицы не допускаются.

Каждый рисунок и каждая таблица должны дополнительно представляться отдельным файлом (например, VolkovRis1.jpg, GaninaTab1.doc и т. д.). Рисунки, обозначенные 1а и 1б, считаются двумя рисунками. Подписи в рисунках и заголовки полей таблиц даются на русском языке. Подписи на английском языке допускаются лишь в рисунках, полученных программными продуктами, обсуждаемыми в статье. Файлы рисунков выполняются в графических редакторах и (или) процессорах (*Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* и т.п.) в черно-белом цвете с градациями серого и разрешением 170 dpi (для фотографий – 300 dpi).

При формировании таблиц и рисунков необходимо учитывать максимальные габариты поля журнального листа: ширина – 135 мм, высота – 215 мм.

На рисунках допускается минимальное количество обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения на русском языке. Пояснения к рисункам выносятся в подрисуночные подписи с начальными обозначениями «Рис. N.», где N – порядковый номер по ходу упоминания в тексте. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый их них обозначается буквами кириллицы (**а**), (**б**), (**в**) ...) либо цифрами (**1**), (**2**), (**3** ...) и расшифровывается в подрисуночной подписи; развернутое пояснение к рисунку выносится в текст статьи.

3. Текст статьи должен быть кратким и четким без общих рассуждений и известных истин. Не рекомендуется дублирование материала в тексте, таблицах и подрисуночных подписях. В написании терминов, наименований физических величин, единиц измерения, сокращений, условных обозначений и символов должно соблюдаться единообразие. Наименования и обозначения физических величин необходи-

мо приводить в системе СИ.

4. Буквы латиницы набираются курсивом (t , L). Греческие буквы (α , β), кириллица (A , B), цифры и скобки – прямым шрифтом. Математические символы **lim**, **lg**, **ln**, **arg**, **const**, **min**, **max** и т.п., а также названия химических элементов (**Xe**, **Am**) набираются прямым шрифтом. Между цифровым значением величины и ее размерностью рекомендуется ставить неразрывный пробел (клавиши Shift+Ctrl+Пробел). Для всего текста статьи необходимо использовать команду «расстановка переносов». Для форматирования текста пробелы не использовать. Следует различать дефис, знак «минус» и тире.

Те же требования к начертанию символов должны соблюдаться при написании индексов в формулах. Обозначения векторов и матриц набираются жирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текстовые строки, набирают без увеличения межстрочного интервала, например, $\exp(-\lambda t)$, $\pi/2$.

Буквенные обозначения величин в формулах должны быть сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Индексы вводятся с клавиатуры (A_{\max} , m^3 и т.п. через клавиши Ctrl+= либо Ctrl+Shift+=). Если формулу невозможно полностью набрать на клавиатуре, то используют редакторы Equation 3.0 или MathType. Греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ* либо с клавиатуры (Ctrl+Shift+Q). Ширина строки, содержащей формулу и ее номер, не должна превышать 135 мм. Переносы в громоздких формулах следует делать на знаках «+», «-», «=».

5. Рефераты на русском и английском языках должны быть информативными (без общих слов), содержательными (отражать основное содержание статьи и результаты исследований), структурированными (следовать логике описания результатов в статье). Англоязычный вариант должен быть написан на доброкачественном английском языке. При переводе заглавия статьи на английский язык особое внимание следует обратить на необходимость использования англоязычной специальной терминологии для понимания текста зарубежными специалистами. В английском тексте должен использоваться активный, а не пассивный залог.

6. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Пристатейный список составляется в той же последовательности, в которой приводились ссылки.

Пристатейный список литературы (вариант «Литература») оформляется в соответствии с Государственным стандартом «Библиографическая ссылка» (ГОСТ Р 7.05–2008). В частности, необходимо указать

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (курсив), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы (первая и последняя);

б) для книг – фамилии и инициалы авторов (курсив), полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания, число страниц;

в) для авторефератов диссертаций – фамилия и инициалы автора (курсив), название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты, число страниц;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название патента, страна, номер и класс патента, дата и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название отчета, инвентарный номер, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных ресурсов – полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

7. Мировые базы данных реферативной и аналитической информации о научных исследованиях (Web of Science, Scopus и др.) требуют от русскоязычных журналов представления пристатейного библиографического списка в романском алфавите (латинице) – «References». Правильное представление используемых источников в пристатейном библиографическом списке дает возможность качественной оценки публикационной деятельности русскоязычных авторов и организации, в которой они работают.

Следует учитывать, что ГОСТ Р7.0.5–2008 «Библиографическая ссылка», которым руководствуются авторы публикаций на русском языке для составления пристатейного библиографического списка, не применим для создания «References» на латинице, т.к. в зарубежных стандартах на библиографические записи не предусматривается использование разделительных знаков (знаки «//» и «-»).

ВНИМАНИЕ! Если в русскоязычном библиографическом описании перечислены не все авторы (написано «и др.»), то в References обязательно указываются все авторы.

8. Для варианта «References» названия работ на языках, не использующих латинский алфавит, должны быть переведены на английский, названия русскоязычных журналов должны транслитерироваться (кроме имеющих официальное английское название), в конце ссылки указывается по-английски язык оригинала (например, «(in Russian)»); на статьи из российских журналов, имеющих переводную версию, лучше давать ссылку на переводную версию статьи; русские названия монографий, сборников статей и материалов конференций транслитерируются с последующим переводом на английский язык в квадратных скобках; названия издательств также транслитерируются. На сайте <http://www.translit.ru/> можно бесплатно воспользоваться программой транслитерации русского текста в нескольких вариантах. Один из возможных вариантов транслитерации, который используется в журнале, приводится в таблице.

А	Б	В	Г	Д	Е	Ё	Ж	З	И	Й	К	Л	М	Н	О	П
<i>a</i>	<i>b</i>	<i>v</i>	<i>g</i>	<i>d</i>	<i>e</i>	<i>yo</i>	<i>zh</i>	<i>z</i>	<i>i</i>	<i>j</i>	<i>k</i>	<i>l</i>	<i>m</i>	<i>n</i>	<i>o</i>	<i>p</i>
Р	С	Т	У	Ф	Х	Ц	Ч	Ш	Щ	Ъ	Ы	Ь	Э	Ю	Я	
<i>r</i>	<i>s</i>	<i>t</i>	<i>u</i>	<i>f</i>	<i>h</i>	<i>c,ts</i>	<i>ch</i>	<i>sh</i>	<i>sch</i>	<i>'</i>	<i>y</i>	<i>"</i>	<i>e</i>	<i>yu</i>	<i>ya</i>	

СХЕМА ОПИСАНИЯ РУССКОЯЗЫЧНОГО ИСТОЧНИКА В REFERENCES

а). Для отдельных изданий, монографий – Фамилии и инициалы авторов (на английском). Полное транслитерированное название источника на латинице (курсив). (Если в источнике есть перевод названия на английский язык, указать и его). Место издания, издательство. Год издания, том (выпуск), общее количество страниц. Язык публикации (in Russian).

б). Для периодических изданий (а также публикаций из сборников, материалов конференций) – Фамилия и инициалы автора. Название статьи на англ. яз. [Полное (либо с использованием официально принятого сокращения) транслитерированное название источника – курсивом, в квадратных скобках]. (Если журнал переводной, указать в круглых скобках его официальное название на английском). Год издания, том, выпуск, номер, страницы публикации (первая и последняя). Язык публикации (in Russian).

С методическими рекомендациями по подготовке и оформлению различных элементов пристатейных списков литературы для варианта «References» можно ознакомиться на сайте

<http://www.elsevierscience.ru/files/add-journal-to-scopus.pdf>

РЕКОМЕНДУЕМЫЕ ПРИМЕРЫ ОПИСАНИЙ РУССКОЯЗЫЧНЫХ ИСТОЧНИКОВ
В REFERENCES, ВЫБРАННЫЕ ИЗ МНОГОЧИСЛЕННЫХ ВАРИАНТОВ
МЕТОДИЧЕСКИХ РЕКОМЕНДАЦИЙ

Описание статьи из журнала

Kascheev M.V. Modelirovanie stratifikacii komponent koriuma pri tyazhelej avarii [Modeling of stratification of corium components in severe accident]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2002, no. 3, pp. 3–13.

или

Kascheev M.V. Modeling of stratification of corium components in severe accident. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2002, no. 3, pp. 3–13 (in Russian).

Описание книги

Subbotin V.I., Sorokin D.N., Ovechkin D.M., Kudryavcev A.P. *Teploobmen pri kipenii metallov v usloviyah estestvennoj konvekcii* [Boiling heat transfer of metals under conditions of natural convection]. Moscow, Nauka Publ. 1969. 287 p.

Lindorf L.S., Mamikonyants L.G., eds. *Ekspluatatsiya turbogeneratorov s neposredstvennym ohlazhdeniem* [Operation of turbine generators with direct cooling]. Moscow, Energiya Publ. 1972. 352 p.

Kanevskaya R.D. *Matematicheskoe modelirovanie gidrodinamicheskikh processov razrabotki mestorozhdenij uglevodorodov* [Mathematical modeling of hydrodynamic processes of hydrocarbon deposit development]. Izhevsk, 2002. 140 p.

Izvekov V.I., Serikhin N.A., Abramov A.I. *Proektirovanie turbogeneratorov* [Design of turbo-generators]. Moscow, MEI Publ. 2005. 440 p.

Описание диссертации или автореферата диссертации

Semyonov V.I. *Matematicheskoe modelirovanie plazmy v sisteme kompaktnyj tor*. Diss. dokt. fiz.-mat. nauk [Mathematical modeling of the plasma in the compact torus. Dr. phys. and math. sci. diss.]. Moscow, 2003. 272 p.

или

Semyonov V.I. *Matematicheskoe modelirovanie plazmy v sisteme kompaktnyj tor*. Doct. Diss. [Mathematical modeling of the plasma in the compact torus. Doct. Diss.]. Moscow, 2003. 272 p.

Kirillov P.L. *Teploobmen zhidkih metallov v kruglyh trubah (odnofaznyj i dvuhfaznyj potoki)*. Diss. dokt. tehn. nauk [Heat exchange of liquid metals in circular pipes (single-phase and two-phase flows). Dr. tech. sci. diss.]. Moscow, 1968. 246 p.

Описание препринта

Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. *Programma podgotovki konstant CONSYST. Opisaniye primeneniya*: Preprint GNC RF-FEI-2828. [CONSYST code for neutron constants preparation. Scope statement: IPPE Preprint -2828]. Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).

Описание патента

Galkin M.V., Stogov S.R. *Sposob orientirovaniya letatel'nogo apparata s opticheskoy golovkoj samonavedeniya* [The way to orient on the roll of aircraft with optical homing head]. Patent RF, no. 2280590, 2006.

Описание материалов конференций

Gusmanov A.A., Mullagalin I.Z., Svetin M.R. Osobennosti proektirovaniya razrabotki mestorozhdenij s primeneniem gidrorazryva pasta [Features of the design of field development with the use of hydraulic fracturing]. *Trudy 6 Mezhdunarodnogo Simpoziuma «Novye resursosberegayuschie tekhnologii nedropol'zovaniya i povysheniya neftegazootdachi»* [Proc. 6th Int. Symp. «New energy saving subsoil technologies and the increasing of the oil and gas impact»]. Moscow, 2007, pp. 267–272.

или

Gusmanov A.A., Mullagalin I.Z., Svetin M.R. Features of the design of field development with the use of hydraulic fracturing. *Trudy 6 Mezhdunarodnogo Simpoziuma «Novye resursosberegayuschie tekhnologii nedropol'zovaniya i povysheniya neftegazootdachi»* [Proc. 6th Int. Symp. «New energy saving subsoil technologies and the increasing of the oil and gas impact»]. Moscow, 2007, pp. 267–272 (in Russian).

Описание интернет-ресурса

Pravila Tsitirovaniya Istochnikov (Rules for the Citing of Sources)
Available at: <http://www.scribd.com/doc/1034528/> (accessed 7 Feb. 2011)

