

ISSN 0204-3327

ИЗВЕСТИЯ
ВЫСШИХ
УЧЕБНЫХ
ЗАВЕДЕНИЙ

ЯДЕРНАЯ
ЭНЕРГЕТИКА

IZVESTIA VISSHIKH UCHEBNIKH ZAVEDENIY

YADERNAYA ENERGETIKA



N4 2015

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР

Ю.А.Казанский, д.ф.-м.н., профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

ЗАМ.ГЛАВНОГО РЕДАКТОРА

Н.Л.Сальников, д.т.н., профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
Е.С. Матусевич, д.ф.-м.н., профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

**ОТВЕТСТВЕННЫЙ СЕКРЕТАРЬ
РЕДАКЦИИ**

В.Л. Миронович, доцент,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

А.В. Безносов, д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет
Ф. Д'Ауриа, профессор, Пизанский университет, Пиза, Италия
С.М. Дмитриев, д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет
А.В. Зродников, д.ф.-м.н., профессор, Всесоюзный научно-исследовательский институт АЭС
Ю.А. Коровин, д.ф.-м.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
И.И. Крышев, д.ф.-м.н., профессор, Научно-производственное объединение «Тайфун», г.Обнинск
И.И. Лошаков, д.ф.-м.н., профессор, Санкт-Петербургский государственный политехнический университет
В.М. Мурогов, д.т.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
Б.И. Нигматуллин, д.т.н., профессор, Институт проблем естественных монополий, г. Москва
В.А. Острайковский, д.т.н., профессор, Сургутский государственный университет, г. Сургут
И.Л. Пиоро, профессор, Университет Онтарио Институт технологий, Ошава, Онтарио, Канада
В.М. Поплавский, д.т.н., профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г. Обнинск
В.И. Рачков, чл.-корр. РАН, профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г. Обнинск
М. Сaito, профессор, Токийский технологический институт, Токио, Япония
М. Сальваторес, директор департамента, Научно-исследовательский центр, Кадараш, Франция
В.П. Смирнов, д.т.н., профессор, Научно-производственная фирма «Сосны», г. Димитровград
М.Н. Стриханов, д.ф.-м.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
А.И. Трофимов, д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
В.В. Харченко, чл.-корр НАН Украины, профессор, Институт проблем прочности, Киев, Украина
В.Л. Шаблов, д.ф.-м.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
А.Н. Шмелев, д.т.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
С.Е. Щекlein, д.т.н., профессор, Уральский федеральный университет – Уральский энергетический институт
Б.И. Яцало, д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

Журнал входит в Перечень рецензируемых научных изданий, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание ученых степеней кандидата и доктора наук (по состоянию на 01.12.2015), национальную библиографическую базу данных РИНЦ и международную реферативную базу данных Ulrich's Periodical Directory. Журнал рекомендован для включения в международную реферативную базу данных Scopus.

Адрес редакции: 249040 г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, 1. ИАТЭ НИЯУ МИФИ, РИО
Тел. (484)397-08-61, E-mail: rio@iate.obninsk.ru <http://journal.iate.obninsk.ru/>

Подписной индекс в Объединенном каталоге "Пресса России" 27919

Редактор **З.И. Сныкова**

Дизайн макета **Д.А.Яценко**

Верстка **В.Л. Миронович**

ISSN 0204-3327, рег. N 0110876

Подписано к печати 22.12.2015

Печать офсетная

Заказ

Бумага офсетная
Тираж 220 экз.

Формат 70x108/16
Печ.л. 10.00
Цена договорная

ООО «Торгово-промышленная компания «Рекорд», г. Москва

© "ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА", 2015

EDITOR-IN-CHIEF

Yu.A.Kazansky, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»

DEPUTY EDITOR-IN-CHIEF

N.L.Sal'nikov, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
E.S. Matusevich, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»

ASSISTANT EDITOR

V.L. Mironovich, Assistant Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»

EDITOR BOARD

A.V. Beznosov, Professor, Nizhegorodskiy State Technical University
F. D'Auria, Professor, University of Pisa, Pisa, Italy
S.M. Dmitriev, Professor, Nizhegorodskiy State Technical University
V.V. Kharchenko, Corresponding member of NUAS, Professor, Institute for Problems of Strength, Kiev, Ukraine
Yu.A. Korovin, Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
I.I. Kryshev, Professor, Head Researcher, «Typhoon» SPA, Obninsk
I.I. Loschakov, Professor, St.Petersburg State Technical University
V.M. Murogov, Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
B.I. Nigmatullin, Professor, Institute of Natural Monopolies Research
V.A. Ostreikovskiy, Professor, Surgut State University
I.L. Pioro, Professor, University of Ontario Institute of Technology, Oshawa, Ontario, Canada
V.M. Poplavskiy, Professor, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
V.I. Rachkov, Corresponding Member of RAS, Professor, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
M. Saito, Professor, Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan
M. Salvatores, General Manager of the Department of Scientific Research Center in Kadarash, France
V.L. Shablov, Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
S.Ye. Scheklein, Professor, Ural Federal University – Ural Polwer Engineering Institute
A.N. Shmelyov, Professor, National Research Nuclear University «MEPhI»
V.P.Smirnov, Professor, SOSNY Research and Development Company, Dimitrovgrad
M.N. Strikhanov, Professor, National Research Nuclear University «MEPhI»
A.I. Trofimov, Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
A.V. Zrodnikov, Professor, All-Russian Research Insitute for Nuclear Power Plant Operation
B.I. Yatsalo, Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
Address: Studgorodok-1,
Obninsk, Kaluga reg.
249040 Russia
Tel.: (484)39 7-08-61
E-mail: rio@iate.obninsk.ru
<http://journal.iate.obninsk.ru/>

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

**ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ**

Издаётся с 1993 г.

N4 2015 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко, С.П. Саакян

Основы стратегии защиты населения в случае запроектной аварии на атомной станции 5

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, А.М. Дубинин

Повышение энергоэффективности АЭС 15

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В.И. Мельников, И.А. Тепляшин, В.В. Иванов

Исследование ультразвукового рефлекс-радарного волноводного уровнемера теплоносителя ядерной энергетической установки 26

*О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, В.Ю. Лукьяненко, А.Ф. Михайлова, И.М. Русских,
Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов*

Оптимизация состава радиационной защиты 36

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Е.И. Исаев, В.А. Степанов, П.А. Степанов

Мониторинг температуры внутриканального реакторного облучения материалов с помощью анализа структуры графитоподобного нитрида бора 43

И.А. Антошина, Р.К. Вишератин, Г.Н. Елманов, В.А. Степанов

Радиационно-индукционное наноструктурирование аморфного сплава 53

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Д. Вишнякова, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

Возможность применения аппарата нейронных сетей для прогнозирования эрозионно-коррозионного износа оборудования АЭС 61

Т.А. Осипова, М.Ф. Валишин, В.А. Узиков, П.С. Палачев

- Исследование достижимых температурных режимов в ампульном канале с естественной циркуляцией 72

А.Г. Юферов

- Библиотека условных графических обозначений энергетического оборудования в формате масштабируемой векторной графики 79

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев

- Температурные поля и теплоотдача в раздвинутых решетках твэлов, охлаждаемых тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем 90

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.М. Мочалов, А.Г. Наймушин, В.Н. Нестеров, Д.К. Пугачев

- Определение скорости накопления запасенной энергии Вигнера в графитовом замедлителе 101

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.А. Грабежной, В.А. Дулин, В.В. Дулин

- Об использовании решения сопряженного неоднородного уравнения переноса при определении параметров размножающих сред 111

ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, Д.В. Шихов

- Экспериментальные исследования и отработка характеристик насосов на свинцовом теплоносителе 123

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Клименко

- Вырожденные задачи оптимизации и оптимальность ЯЭУ 133

CONTENTS

CURRENT ISSUES IN NUCLEAR ENERGY

Kutkov V.A., Tkachenko V.V., Saakian S.P.

- Basic strategies of public protection in a nuclear power plant beyond-design basis accident 5 (13)

NUCLEAR POWER PLANTS

Shcheklein S.E., Tashlykov O.L., Dubinin A.M.

- Improving the energy efficiency of NPP 15 (24)

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Mel'nikov V.I., Ivanov V.V., Teplyashin I.A.

- The study of ultrasonic reflex-radar waveguide coolant level gage for a nuclear reactor 26 (34)

Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Luk'yanenko V.Y., Mikhajlova A.F., Russkikh I.M., Seleznyov E.N., Kozlov A.V.

- The optimization of radiation protection composition 36 (41)

NUCLEAR MATERIALS

Isaev E.I., Stepanov V.A., Stepanov P.A.

- The temperature monitoring during the reactor core material irradiation by analyzing the structure of graphite-like boron nitride 43 (51)

Antoshina I.A., Visheratin R.K., Elmanov G.N., Stepanov V.A.

- Radiation-induced nanostructuring of the amorphous alloy 53 (59)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Vishnyakova A.D., Gulina O.M., Salnikov N.L.

- Application of a neural network to predict the FAC rate of NPP equipment 61 (70)

Osipova T.A., Valishin M.F., Uzikov V.A., Palachyov P.S.

- The research of feasible temperature modes in the ampoule channel with natural circulation 72 (77)

Yufarov A.G.

- Library of graphic symbols for power equipment in the scalable vector graphics format 79 (88)

THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS

Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Sorokin A.P., Privezentsev V.V.

- Temperature fields and heat transfer in free-packed pin bundles
cooled by heavy liquid-metal 90 (99)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Mochalov A.M., Najmushin A.G., Nesterov V.N., Pugachyov D.K.

- Determinating the stored Wigner energy accumulation rate
in the graphite moderator 101 (109)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

Grabezhnoy V.A., Doulin V.A., Doulin V.V.

- On the use of solution to the adjoint inhomogeneous transport equation
in determining parameters of multiplying media 111 (121)

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

Beznosov A.V., L'vov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A., Shikhov D.V.

- Experimental research and testing of pump characteristics with nuclear
reactor's lead coolant 123 (131)

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Klimenko A.V.

- Degenerate optimization problems and optimality of NPPs 133 (143)

ОСНОВЫ СТРАТЕГИИ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ В СЛУЧАЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АТОМНОЙ СТАНЦИИ

В.А. Кутьков*, В.В. Ткаченко, С. П. Саакян****

* НИЦ «Курчатовский институт»

123182, Москва, пл. Курчатова, 1

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1



В свете новых международных требований относительно обеспечения аварийной готовности и реагирования на ядерные и радиологические аварийные ситуации рассмотрены основы стратегии защиты населения в случае запроектной аварии на атомной станции. Новые международные требования были выпущены МАГАТЭ в 2015 г. с учетом уроков, извлеченных из аварии на АС Фукусима Дайichi в Японии 11 марта 2011 г. МАГАТЭ уделяет особое внимание развитию инфраструктуры безопасности в государствах-членах, приступающих к осуществлению ядерно-энергетической программы. В рамках национальных проектов технической кооперации МАГАТЭ активно внедряет международные требования к безопасности, выпущенные в серии Норм безопасности МАГАТЭ в этих странах; следование нормам МАГАТЭ для этих государств является обязательным. Российская Федерация занимает активную позицию в строительстве атомных станций именно в тех странах, которые только приступают к осуществлению ядерно-энергетической программы, поэтому новые международные требования следует учитывать при проектировании и строительстве АС за рубежом, а также при подготовке национальных кадров для осуществления ядерно-энергетических программ.

Ключевые слова: радиационная авария, аварийное планирование, требования безопасности, атомная электростанция.

ВВЕДЕНИЕ

В ноябре 2015 г. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) выпустило седьмую часть Общих требований безопасности, которая содержит международные требования относительно обеспечения аварийной готовности и реагирования на ядерные и радиологические аварийные ситуации [1]. Этот документ заменяет Требования безопасности МАГАТЭ No. GS-R-2, которые были выпущены в 2002 г. [2]. Оценка российской системы обеспечения защиты населения при аварии на АС в свете требований GS-R-2 была дана в [3]. В работе рассматриваются главные требования безопасности относительно стратегии защиты населения в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации на АС как объекте использования атомной энергии.

© В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко, С. П. Саакян, 2015

СТРАТЕГИЯ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ В СЛУЧАЕ ЯДЕРНОЙ ИЛИ РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ АВАРИЙНОЙ СИТУАЦИИ

В разработке новых международных требований к обеспечению аварийной готовности и реагированию в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации [1] вместе с МАГАТЭ принимали участие 12 международных организаций. В международных требованиях к стратегии защиты населения при аварии на АС нашли отражение уроки, извлеченные из аварии на АС Фукусима Дайichi, которая произошла 11 марта 2011 г. в Японии [4].

В соответствии с Рекомендациями МКРЗ 2007 г. [5] международные требования сфокусированы на создании и развитии государственной оптимизированной стратегии защиты населения в ситуации аварийного облучения. Согласно [1], необходимо, чтобы стратегии защиты людей, окружающей среды и собственности от рисков, связанных с радиационной аварией, были разработаны, обоснованы и оптимизированы на стадии обеспечения аварийной готовности. Это требуется для эффективного принятия защитных и других мер реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации (в дальнейшем – радиационной аварийной ситуации (РАС)). Такая стратегия описывается на общие критерии защиты людей в ситуации аварийного облучения и включает в себя классификацию

- объектов и территорий по степени потенциальной опасности;
- территории аварийного планирования вокруг опасного объекта;
- состояния опасного объекта в случае аварии.

Основанием для стратегии защиты служат общие критерии защиты человека в ситуации аварийного облучения, разработанные МАГАТЭ для использования при обеспечении готовности и реагирования на РАС [6 – 8]. Критерии обеспечивают

- предотвращение развития тяжелых детерминированных эффектов, т.е. таких эффектов излучения, которые являются смертельными или угрожающими жизни или приводят к непоправимому ущербу здоровью, снижающему качество жизни;
- ограничение риска развития стохастических эффектов излучения на разумно достижимом уровне.

Критерии, предназначенные для оценки развития тяжелых детерминированных эффектов излучения, приведены в табл. 1. Значения критериев приведены в единицах ОБЭ-взвешенной дозы – новой дозиметрической величины, которая была определена МАГАТЭ для целей оценки рисков для здоровья человека в ситуации аварийного облучения [6, 9]. Ожидается, что при превышении этих уровней вероятность развития тяжелого детерминированного эффекта превысит 5% [7, 10], что рассматривается как неприменимое [10].

Значения критериев, предназначенные для ограничения риска развития стохастических эффектов излучения, приняты равными нижней границе доз облучения лиц из группы численностью более 100 000 человек, при которой в такой группе теоретически можно было бы обнаружить дополнительные случаи раковых заболеваний, вызванные облучением [8, 11]. Такому условию соответствуют ситуации облучения, в которых

$$E < 100 \text{ мЗв}; \quad H_{\text{плод}} < 100 \text{ мЗв}; \quad H_{\text{щж}} < 50 \text{ мЗв}, \quad (1)$$

где E – эффективная доза; $H_{\text{плод}}$ – эквивалентная доза облучения плода или зародыша в теле беременной женщины; $H_{\text{щж}}$ – эквивалентная доза облучения щитовидной железы.

Если доза облучения лиц из группы любой численности не превысит указанных уровней, будет теоретически невозможно с применением современных научных методов доказать наличие в ней превышения фонового уровня онкологической заболеваемости и смертности, обусловленного воздействием радиации [12].

Таблица 1

Общие критерии для доз острого облучения для предотвращения тяжелых детерминированных эффектов излучения

Внешнее острое облучение (< 10 ч)		Внутреннее облучение от острого поступления (Δ = 30 сут) ⁽³⁾	
$AD_{\text{Костный мозг}, \text{Гр}}$	1	$AD(\Delta)_{\text{Костный мозг}, \text{Гр}}$	0,2 для радионуклидов с $Z \geq 90^{(4)}$ 2 для радионуклидов с $Z \leq 89^{(4)}$
$AD_{\text{Плод}, \text{Гр}}$	0,1	$AD(\Delta')_{\text{Плод}}^{(5)}, \text{Гр}$	0,1
$AD_{\text{Ткань}}^{(1)}, \text{Гр}$	25	$AD(\Delta)_{\text{Щитовидная железа}, \text{Гр}}$	2
$AD_{\text{Кожа}}^{(2)}, \text{Гр}$	10	$AD(\Delta)_{\text{Легкое}}^{(6)}, \text{Гр}$	30
		$AD(\Delta)_{\text{Толстый кишечник}, \text{Гр}}$	20

Примечание

⁽¹⁾ Доза, полученная на площади 100 см² на глубине 0,5 см ниже поверхности тела тканью в результате тесного контакта с радиоактивным источником.

⁽²⁾ Доза на площади 100 см² дермы (структура кожи на глубине 40 мг/см² (или 0,4 мм) ниже поверхности).

⁽³⁾ $AD(\Delta)$ ожидаемая ОБЭ-взвешенная поглощённая доза в органе, полученная за период времени Δ вследствие поступления, которое приводит к тяжелому детерминированному эффекту у 5% лиц, подвергшихся облучению.

⁽⁴⁾ Для учета значительных различий в пороговых значениях поступления конкретных радионуклидов к радионуклидам в этих группах применяются различные критерии [10].

⁽⁵⁾ В данном случае Δ' означает период внутриутробного развития.

⁽⁶⁾ Для целей данных общих критериев «легкое» означают альвеолярно-интерстициальный отдел респираторного тракта.

Люди, попавшие в ситуацию аварийного облучения вследствие потери контроля над источником излучения, будут защищены, если дозы облучения репрезентативного лица из состава населения не превысят уровни, указанные в табл. 1 и (1) [1, 8, 9]. Вместе с тем безопасность людей будет обеспечена только тогда, когда будут восстановлены глубокоэшелонированная защита источника излучения и, следовательно, контроль над этим источником [11, 13].

Согласно [1], для обеспечения эффективной защиты населения при радиационной аварии на объекте требуется, чтобы на стадии проектирования, строительства (производства), эксплуатации и вывода из эксплуатации источника излучения (объекта) был разработан и поддерживался в актуальном состоянии план защиты персонала, населения, окружающей среды и собственности. Формирование доз облучения, превышающих уровни в табл. 1, в условиях аварии, подобной Чернобыльской, может происходить в течение нескольких часов. В этих условиях решения о проведении защитных мер за пределами объекта должны приниматься в течение первого часа после начала аварии. Уроки прошлых тяжелых запроектных аварий на АС показывают, что принятие первоочередных решений по защите населения происходит в условиях полного отсутствия данных о величине, характере и длительности выброса радиоактивных продуктов в атмосферу [4, 14]. Для целей создания эффективной стратегии защиты населения в ситуации аварийного облучения, которая может потребовать безотлагательных решений в условиях ограниченной информации о событии, МАГАТЭ требует [1], чтобы стратегия и аварийные планы защиты населения основывались на классификации

– объектов и территорий по степени потенциальной опасности для разработки

адекватной стратегии защиты;

– территории вокруг опасного объекта для планирования защитных мероприятий;

– состояния опасного объекта для активации аварийного плана и реализации стратегии защиты.

КЛАССИФИКАЦИЯ ОБЪЕКТОВ И ТЕРРИТОРИЙ ПО СТЕПЕНИ ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ

Потенциальные опасности сгруппированы в [1] в пять категорий аварийной готовности (КАГ). КАГ I – III охватывают стационарные установки (объекты). К КАГ IV относятся территории, в пределах которых в непредвиденном месте может случиться радиационная аварийная ситуация с риском тяжелых детерминированных эффектов излучения вследствие аварии мобильного источника излучения или противоправных действий. Этой категории соответствует минимальный уровень аварийной готовности в каждой стране, поскольку должна быть обеспечена защита от не-законного использования источников излучения в преступных целях. Современная классификация в целом соответствует использовавшейся ранее [2]. Исключение составляет лишь КАГ V, к которой относятся территории в пределах зон и расстояний аварийного планирования объекта КАГ I или II, расположенного в другом государстве. Эта категория адекватно отражает опасности, связанные с трансграничным загрязнением окружающей среды, подобным произшедшему вследствие аварии на АС Фукусима Дайichi [4].

Основой количественного критерия отнесения установки к определенной категории является индекс опасности ID находящегося в ней радиоактивного материала, который для смеси радионуклидов равен

$$ID = \sum_i A_i / D_{2,i}, \quad (2)$$

где A_i – активность i -го радионуклида; $D_{2,i}$ – характеристика опасности i -го радионуклида в диспергируемой форме, определенная в [10]. Суммирование идет по всем радионуклидам смеси.

Максимальному уровню аварийной готовности соответствует КАГ I. Аварийная готовность такого уровня должна быть обеспечена в каждой стране, осуществляющей ядерно-энергетическую программу. К КАГ I относятся установки (объекты), для которых постулируются (или на аналогах которых случались) аварийные ситуации, которые могут привести к тяжелым детерминированным эффектам излучения за пределами объекта, включая [15]

- реакторы с уровнем мощности свыше 100 МВт (тепл.);
- установки, на которых может храниться недавно выгруженное отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) с суммарной активностью Cs-137 более 1E+17 Бк;
- установки с общим количеством радиоактивного материала, способного к расщеплению, величина ID которого превышает значение 10000.

К КАГ II относятся установки (объекты), для которых постулируются (или на аналогах которых случались) аварийные ситуации, которые могут привести к дозам, требующим неотложных защитных мероприятий за пределами объекта, включая [15]

- реакторы с уровнем мощности свыше 2 МВт (тепл.) и менее или равным 100 МВт (тепл.);
- установки и (или) отдельные участки, на которых может храниться недавно выгруженное ОЯТ, требующее активного охлаждения;
- установки, обладающие потенциалом неконтролируемой критичности и находящиеся на расстоянии менее 500 м от границы промплощадки;

– установки с общим количеством радиоактивного материала, способного к расщеплению, величина ID которого $100 \leq ID < 10000$.

К КАГ III относятся установки (объекты), для которых постулируются аварийные ситуации, которые могут привести к дозам, требующим неотложных защитных мероприятий только на площадке, включая [15]

– установки, обладающие потенциалом при потере экранирования давать мощность воздушной кермы прямого излучения свыше 100 мГр/ч на расстоянии 1 м;

– установки, обладающие потенциалом неконтролируемой критичности и находящиеся на расстоянии более 500 м от границы промплощадки;

– реакторы с уровнем мощности, меньшим или равным 2 МВт (тепл.);

– установки с общим количеством радиоактивного материала, способного к расщеплению, величина ID которого $0,01 \leq ID < 100$.

Примерами радиационной аварийной ситуации на установке из КАГ I служат авария на четвертом блоке Чернобыльской АС в 1986 г. и аварии на блоках 1, 2 и 3 АС Фукусима Дайichi в 2011 г. Авария с расплавлением ОЯТ в бассейне выдержки четвертого блока АС Фукусима Дайichi является примером аварийной ситуации на установке из КАГ II [4].

Пять категорий аварийной готовности создают основу для дифференцированного подхода к разработке в целом обоснованных и оптимизированных стратегий защиты в случае радиационной аварии на различных объектах и территориях.

КЛАССИФИКАЦИЯ ТЕРРИТОРИЙ ВОКРУГ ОПАСНОГО ОБЪЕКТА

Для объектов КАГ I установлены наиболее жесткие требования к содержанию стратегии защиты и аварийного плана защиты населения, который определяет совместные действия оператора установки и местных властей, несущих первичную ответственность за защиту населения в пределах зон и расстояний аварийного планирования вокруг опасного объекта.

В [1] установлены зоны аварийного планирования

- предупредительных мер (ЗПМ);
- срочных защитных мер (ЗПСМ)

и два расстояния (радиуса) аварийного планирования:

- радиус зоны для расширенного планирования (РРП);
- радиус зоны для планирования мер в отношении продуктов питания и товаров (РППТ).

К ЗПМ относится территория, на которой в отсутствие мер защиты дозы облучения населения за время прохождения радиоактивного облака выброса и выпадения радионуклидов на поверхность земли могут превысить общие уровни в табл. 1.

К ЗПСМ относится территория, на которой в отсутствие мер защиты дозы облучения населения за время прохождения радиоактивного облака выброса и выпадения радионуклидов на поверхность земли могут превысить критерии в (1), и за часы после формирования загрязнения на поверхности земли могут превысить общие уровни в табл. 1.

Эвакуация и укрытие являются наиболее эффективными срочными мерами защиты населения в этих зонах и должны быть инициированы как предупредительные меры в ответ на возможное развитие тяжелой запроектной аварии на АС. Цель определения зон аварийного планирования состоит в том, чтобы инициировать защитные и другие меры реагирования до начала выброса, при котором требуется принятие защитных мер за пределами объекта, или вскоре после него. При этом проведение срочных защитных мер в ЗПМ является приоритетным, а проведение

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

этих мер в ЗПСМ должно быть организовано таким образом, чтобы не задерживать выполнение срочных защитных мер в ЗПМ.

РРП определяется как расстояние, вплоть до которого в отсутствие мер защиты дозы облучения населения от выпадения радионуклидов на поверхность земли могут превысить за первый год после аварии критерии в (1). После выброса в пределах РРП проводится мониторинг мощности дозы от выпадений для локализации «горячих пятен», из которых может потребоваться эвакуация жителей на длительный срок. В тех случаях, когда на основании мониторинга прогнозируется, что на отдельных территориях в пределах РРП при отсутствии мер защиты дозы облучения населения за первый год после аварии от выпадения радионуклидов на поверхность земли могут превысить критерии в (1), необходимо проведение переселения жителей за пределы этих территорий на раннем этапе реагирования. Оперативные триггеры или действующие уровни вмешательства (ДУВ) для оценки результатов мониторинга могут быть рассчитаны на стадии обеспечения аварийной готовности на основе определенных выше общих критериев защиты населения.

Согласно [1], номенклатура и значения ДУВ должны быть определены на стадии проекта АС. Сценарии и примеры расчета ДУВ приведены в [6, 16, 17].

РППТ определяется как расстояние, вплоть до которого в отсутствие мер защиты эффективная доза облучения населения вследствие потребления воды и местных продуктов питания за первый год после аварии может превысить 10 мЗв.

В работе [16] предложены рекомендуемые МАГАТЭ размеры зон и расстояний аварийного планирования, расчет которых был проведен для условий тяжелой запротектной аварии на АС с реакторной установкой мощностью 3000 МВт (тепл.) в предположении выброса из активной зоны в атмосферу 10 % продуктов деления в течение 10 часов после останова реактора. Такая авария соответствует шестому уровню по шкале ИНЕС [18]. Результаты расчета приведены в табл. 2.

Таблица 2

Предлагаемые размеры зон и расстояний

Зоны и расстояния аварийного планирования	Предлагаемый максимальный радиус	
	≥ 1000 МВт (тепл.)	от 100 до 1000 МВт (тепл.)
Зона предупредительных мер, км	3 – 5	
Зона планирования срочных защитных мер, км	15 – 30	
Расстояние для расширенного планирования, км	100	50
Расстояние для планирования мер в отношении продуктов питания и товаров, км	300	100

Согласно [1], размеры зон и расстояний аварийного планирования должны быть определены на стадии проекта АС.

КЛАССИФИКАЦИЯ СОСТОЯНИЯ ОПАСНОГО ОБЪЕКТА

Потенциальные аварии на объектах КАГ I, II и III сгруппированы в [1] в четыре категории состояния объекта, отличающиеся степенью повреждения глубокоэшелонированной защиты:

– общая авария на объектах, относящихся к КАГ I или II, связанная с полной деградацией глубокоэшелонированной защиты и фактическим выбросом радиоактивного материала или облучением или их существенным риском, которые требуют принятия срочных защитных мер за пределами площадки;

– авария на объекте, относящемся к КАГ I или II, связанная со значительным по-

вреждением глубокоэшелонированной защиты и понижением уровня защиты лиц, находящихся на объекте и около установки;

- авария на установке на объектах, относящихся к КАГ I, II или III, связанная со значительным понижением уровня защиты людей на объекте;
- предупреждение об опасности на установке, относящейся к КАГ I, II или III, связанное с неопределенным или существенным понижением уровня защиты людей на объекте.

Выброс радиоактивного материала является объективной количественной характеристикой аварийной ситуации, которая в зависимости от масштаба может потребовать осуществления защитных мер за пределами площадки. Согласно [1, 6, 15], предварительная классификация состояния объекта должна быть проведена оператором установки в течение 15 мин, а окончательная – в течение 60 мин после начала аварии. В случае аварии на АС Фукусима Дайichi оператор станции декларировал общую аварийную ситуацию спустя 70 мин после существенного повреждения станции волной цунами [4]. Согласно [1], для оценки состояния объекта следует использовать уровни действий в аварийной ситуации (УДАС), которые позволяли бы оценить развитие аварии и прогнозировать характер и величину выброса радиоактивного материала в атмосферу на основании параметров состояния установки.

Согласно [1], номенклатура и значения УДАС должны быть определены на стадии проекта АС. Сценарии и примеры расчета УДАС приведены в [6].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Как было показано в [3], существовавшая в Российской Федерации система обеспечения аварийной готовности и реагирования не соответствовала международным требованиям в [2]. Эта система не претерпела существенных изменений за последние годы, и можно с уверенностью утверждать, что она не соответствует и международным требованиям в [1].

Согласно Уставу агентства, нормы МАГАТЭ не являются обязательными для государств-членов агентства, однако следование этим нормам является обязательным для государств, которым МАГАТЭ оказывает помощь в рамках технической кооперации. МАГАТЭ уделяет особое внимание развитию инфраструктуры безопасности в государствах-членах, приступающих к осуществлению ядерно-энергетической программы. В рамках национальных проектов технической кооперации МАГАТЭ активно внедряет международные требования относительно безопасности, выпущенные в серии Норм безопасности МАГАТЭ. Для этих государств следование нормам МАГАТЭ является обязательным. Аварийная готовность и аварийное реагирование – ключевые элементы в достижении общей безопасности ядерно-энергетической программы, для создания и поддержания которой необходимы совместные усилия всех, кто проектирует, строит, эксплуатирует АС и несет ответственность за безопасность населения, проживающего в окрестностях станции. Международные требования относительно аварийной готовности и реагирования на ядерные и радиологические аварийные ситуации создают прочную базу для такой совместной деятельности. Согласно этим требованиям, для обеспечения разработки эффективной стратегии защиты населения за пределами станции на стадии проекта должны быть разработаны, а до поступления свежего ядерного топлива на АС внедрены

- номенклатура и размеры зон и расстояний аварийного планирования;
- номенклатура и значения ДУВ;
- номенклатура и значения УДАС.

Российская Федерация занимает активную позицию в строительстве атомных станций именно в тех странах, которые только приступают к осуществлению ядер-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

но-энергетической программы, поэтому новые международные требования следует учитывать при проектировании и строительстве АС за рубежом.

Литература

1. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements Part 7, Safety Standard Series No. GSR Part 7, Vienna: IAEA, 2015.
2. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, Vienna: IAEA, 2002).
3. Кутков В.А., Ткаченко В.В. Радиационные аспекты аварий на атомных электростанциях. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2 (2011). С. 151-161.
4. The Fukushima Daiichi Accident. Report by the IAEA Director General with six printed parts and five supplementary CD-ROMs. Vienna: IAEA, 2015.
5. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103, Ann ICRP 37(2-4), Elsevier, 2007.
6. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, Vienna: IAEA, 2011.
7. Kutkov V., Buglova E., and McKenna T. Severe deterministic effects of external exposure and intake of radioactive material: basis for emergency response criteria, J. Radiol. Prot. 31 (2011) 237–253.
8. McKenna T., Vilar-Welter P., Callen J., Martincic R., Dodd B., and Kutkov V. Tools for placing the radiological health hazard in perspective following a severe emergency at a light water reactor (LWR) or its spent fuel pool, Health Physics, 108 (2015). PP. 15-31.
9. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, Safety Standard Series No. GSR Part 3, Vienna: IAEA, 2014.
10. Dangerous Quantities of Radioactive Material, Emergency Preparedness and Response Series EPR-D-VALUES, Vienna: IAEA, 2006.
11. Кутков В.А., Ткаченко В.В., Романцов В.П. Радиационная защита персонала организаций атомной отрасли. Учебное пособие. –М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2011.
12. Sources and effects of ionizing radiation, report to the General Assembly (with scientific annexes), volume II, Scientific Annex G. Biological effects at low radiation doses. New York: UN; 2000.
13. Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, Vienna: IAEA, 2006.
14. Ильин Л. Чернобыль: миф и реальность. –М.: Мегаполис, 1995.
15. Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, Vienna: IAEA, 2007.
16. Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, Emergency Preparedness and Response Series EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS, Vienna: IAEA, 2013.
17. McKenna T., Kutkov V., Vilar-Welter P., Dodd B., and Buglova E. Default operational intervention levels (OILs) for severe nuclear power plant or spent fuel pool emergencies. Health Phys. 104 (2013) 459-470.
18. INES: The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual. 2008 Edition, Vienna: IAEA, 2009.

Поступила в редакцию 30.11.2015 г.

Авторы

Кутков Владимир Анатольевич, ведущий научный сотрудник

E-mail: v.kutkov@yandex.ru

Ткаченко Валерий Васильевич, доцент, канд. техн. наук,

E-mail: tkachenko@iate.obninsk.ru

Саакян Сурен Петрович, доцент, канд. техн. наук,

E-mail: s_saakian@mail.ru

UDC 621.039.566

BASIC STRATEGIES OF PUBLIC PROTECTION IN A NUCLEAR POWER PLANT BEYOND-DESIGN BASIS ACCIDENT

Kutkov V.A., Tkachenko V.V.*, Saakian S.P.*

National Research Centre «Kurchatov Institute»
1 Kurchatov sq., Moscow, 123182 Russia

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

ABSTRACT

In the light of the new international requirements on the emergency preparedness and response to nuclear and radiological emergencies, the basics of the strategy of protection of the public in event of beyond design basis accident at a nuclear plant have been reviewed. New international requirements were issued by the IAEA in 2015 taking into account lessons learned from the accident at the NPP Fukushima Daiichi in Japan on 11 March 2011.

The IAEA pays particular attention to the development of safety infrastructure in Member States embarking on a nuclear power programme. In the framework of the national projects of technical cooperation, the IAEA is actively implementing international safety requirements released in the IAEA Safety Standards. Following the IAEA safety standards for these States became mandatory. The key issue of the requirements is a demand to Member State to have a public protection strategy in place before the commissioning the first NPP. The strategy shall be based on the Generic criteria to be used in emergency preparedness and response to protect the people in emergency exposure situation

- to prevent severe deterministic effects, and
- to limit the risk of stochastic health effects on the reasonably achievable level.

The strategy shall include

1. Classification of facilities and areas according to the degree of potential radiological hazard.
2. Classification of emergency planning zones around the hazardous facility.
3. Classification of the status of a facility in event of an emergency.

The Russian Federation takes an active part in the construction of nuclear power plants in those countries that are just embarking on a nuclear power programme, therefore, new international requirements should be considered in the design and construction of the NPPs abroad. Those requirements should be also considered in training of national personnel for the implementation of nuclear power programme.

Key words: nuclear emergency; protection strategy; safety requirements; nuclear power plant.

REFERENCES

1. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements Part 7, Safety Standard Series No. GSR Part 7, Vienna: IAEA, 2015.
2. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, Vienna: IAEA, 2002).
3. Kutkov V.A., Tkachenko V.V. Radiation protection aspects of accidents at nuclear power plants. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2001, no.2, p. 151 (in Russian).

4. The Fukushima Daiichi Accident. Report by the IAEA Director General with six printed parts and five supplementary CD-ROMs. Vienna: IAEA, 2015.
5. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103, Ann ICRP 37(2-4), Elsevier, 2007.
6. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, Vienna: IAEA, 2011.
7. Kutkov V., Buglova E., and McKenna T. Severe deterministic effects of external exposure and intake of radioactive material: basis for emergency response criteria, J. Radiol. Prot. 31 (2011) 237–253.
8. McKenna T., Vilar-Welter P., Callen J., Martincic R., Dodd B., and Kutkov V. Tools for placing the radiological health hazard in perspective following a severe emergency at a light water reactor (LWR) or its spent fuel pool, Health Physics, 108 (2015) 15–31.
9. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, Safety Standard Series No. GSR Part 3, Vienna: IAEA, 2014.
10. Dangerous Quantities of Radioactive Material, Emergency Preparedness and Response Series EPR-D-VALUES, Vienna: IAEA, 2006.
11. Kutkov V.A., Tkachenko V.V., Romantsov V.P. Radiation protection of workers in nuclear industry. Tutorial. Moscow. Bauman MVTU Publ. 2011 (in Russian).
12. Sources and effects of ionizing radiation, report to the General Assembly (with scientific annexes), volume II, Scientific Annex G. Biological effects at low radiation doses. New York: UN; 2000.
13. Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, Vienna: IAEA, 2006.
14. Ilyin L. Chernobyl: myth and reality. Moscow. Megapolis Publ., 1995 (in Russian).
15. Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, Vienna: IAEA, 2007.
16. Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, Emergency Preparedness and Response Series EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS, Vienna: IAEA, 2013.
17. McKenna T., Kutkov V., Vilar-Welter P., Dodd B., and Buglova E. Default operational intervention levels (OILs) for severe nuclear power plant or spent fuel pool emergencies. Health Phys. 104 (2013) 459–470.
18. INES: The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual. 2008 Edition, Vienna: IAEA, 2009.

Authors

Kut'kov Vladimir Anatoli'evich, Senior Scientific Officer
E-mail: v.kutkov@yandex.ru

Tkachenko Valery Vasil'ievich, Head of Professional Retraining Faculty,
Assistant Professor, Cand.Sci. (Engineering)
E-mail: tkachenko@iate.obninsk.ru

Saakyan Suren Petrosovich, Assistant Professor, Cand.Sci. (Engineering)
E-mail: s_saakian@mail.ru

ПОВЫШЕНИЕ ЭНЕРГОЭФФЕКТИВНОСТИ АЭС

С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, А.М. Дубинин

Уральский федеральный университет, 620002, Екатеринбург, ул. Мира, 19



Целью работы является анализ и оценка потенциальных путей повышения энергоэффективности атомной энергетики.

Рассмотрены используемые и перспективные термодинамические циклы атомных электростанций в энергетике. Приведены пути повышения параметров рабочего тела в паротурбинном контуре АЭС. Проведена термодинамическая оценка повышения тепловой эффективности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счет увеличения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны реактора и, соответственно, повышения температуры и давления пара, вырабатываемого парогенератором. Выполнен анализ эффективности утилизации низкопотенциальной сбросной тепловой энергии АЭС с использованием тепловых насосов.

Современный уровень развития энергетического машиностроения, создание эффективных высокотемпературных газовых турбин и паровых компрессоров позволяют рассматривать возможность достижения высоких сопряженных параметров пара на АЭС с традиционными легководными реакторами без превышения допустимых условий эксплуатации активных зон с оболочками твэлов из циркониевых сплавов.

Применение тепловых насосов в схеме охлаждения основного конденсатора паротурбинной установки с целью повышения экономических показателей неоправданно. Как показали оценочные расчеты, использование тепловых насосов в схеме основного конденсатора перспективно только для сокращения тепловых сбросов АЭС в окружающую среду. Утилизация низкопотенциальной теплоты, отводимой системами охлаждения оборудования, с использованием тепловых насосов является эффективным путем повышения эффективности АЭС. При этом уменьшается отбор пара из тепловой схемы энергоблока, что приводит к дополнительной выработке энергии при неизменных затратах на ее производство, а также снижает тепловые выбросы в окружающую среду.

Ключевые слова: коэффициент полезного действия, сопряженные параметры пара, огневой перегрев, сбросная теплота, тепловой насос.

ВВЕДЕНИЕ

Повышение энергоэффективности экономики страны является одной из приоритетных задач [1 – 3]. Для достижения этой цели в атомной энергетике рассматривают следующие пути:

- увеличение глубины выгорания ядерного топлива;
- повышение установленной мощности действующих энергоблоков путем модернизации оборудования;
- повышение коэффициентов полезного действия АЭС путем совершенствования тепловых схем и термодинамических циклов;

© С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, А.М. Дубинин, 2015

- повышение коэффициентов использования установленной мощности (КИУМ);
- снижение расходов тепловой и электрической энергии на собственные нужды АЭС;
- снижение непроизводительных расходов и потерь энергии;
- использование низкопотенциальной сбросной тепловой энергии.

Наряду с данными задачами, решаемыми эволюционным путем, рассматриваются многочисленные инновационные проекты [4], способные радикально повысить экологическую, энергетическую и экономическую эффективность атомной энергетики.

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ СОВРЕМЕННОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Технологический цикл АЭС с реакторами на тепловых нейтронах с водным теплоносителем (ЛВР) обладает следующими особенностями.

– Выбор современного давления в первом контуре реакторов ЛВР большой мощности (15,7 МПа) связан с ограничением по температуре, равным 350 °C для оболочек твэлов из циркониевых сплавов. Отсюда следует, что предельная температура пара во втором контуре не может превысить 315 °C в случае его перегрева. Таким образом, выбор циркониевого сплава для оболочек твэлов и повышение единичной мощности блоков практически предопределили термодинамические параметры АС с ЛВР: давление первого контура около 16 МПа, температура теплоносителя на выходе из реактора 320 – 330 °C; давление и температура пара во втором контуре соответственно 6,3 – 7,2 МПа и 279 – 285 °C [3].

– Высокая мощность турбоустановок достигается большими расходами пара, что влияет на потери тепловой энергии в конденсаторе паровой турбины. Повышенные невосполнимые теплопотери в холодном источнике снижают экономичность работы таких энергоблоков, поэтому КПД-брutto современных атомных электростанций, как правило, не превышает 32 – 35 % [3].

В реакторах на быстрых нейтронах (РБН) в качестве теплоносителя используют жидкие металлы, позволяющие отводить значительные удельные тепловыделения. В настоящее время практически во всех энергетических РБН используют жидкий натрий, температура которого на выходе из активной зоны составляет порядка 550 °C (температура кипения натрия 878 °C). Это позволяет вырабатывать в парогенераторах перегретый пар высоких параметров ($p = 13$ МПа, $t = 505$ °C), повышает термодинамическую эффективность АЭС, открывает перспективы создания ядерно-технологических комплексов для цветной металлургии и химической промышленности. Система с РБН с натриевым теплоносителем и замкнутым ядерным топливным циклом (ЯТЦ) входит в перечень предлагаемых ядерных энергетических систем четвертого поколения, обладающих повышенными показателями в области обеспечения устойчивого развития, конкурентоспособности, безопасности и надежности, а также защиты от распространения ядерного оружия.

ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ПОДВОДА ТЕПЛА В ЦИКЛЕ ЛВР

Среди перечисленных путей повышения энергоэффективности АЭС с ЛВР рассматривается вариант первичного перегрева пара. Однако этот способ повышения КПД цикла, успешно использованный на реакторах канального типа АМБ 100 и АМБ 200, не получил дальнейшего развития, главным образом, из-за необходимости применять для активной зоны реакторов высокотемпературные стали, снижающие эффективность использования уранового топлива. Опыт применения огневого перегрева пара на АЭС «Индиан-Пойнт» (США) не принес ожидаемых ре-

зультатов вследствие термодинамической неэффективности использования перегретого пара низкого давления.

Известно, что максимальная термодинамическая эффективность паросиловых циклов достигается при одновременном повышении начальной температуры и начального давления пара. Наибольшая эффективность достигается при сопряженных параметрах пара (табл.1).

Таблица 1

Сопряженные параметры пара (конечная влажность пара в турбине 13%, внутренний относительный КПД турбины 0,85)

Температура, °C	600	570	540	515	480	450	410
Давление, МПа	20	18	14	12	9	7	5

Современный уровень развития энергетического машиностроения, широкое применение в тепловой энергетике парогазовых циклов, создание эффективных высокотемпературных газовых турбин и паровых компрессоров позволяют рассматривать возможность достижения высоких сопряженных параметров пара на АЭС с традиционными ЛВР без превышения допустимых условий эксплуатации активных зон с оболочками твэлов из циркониевых сплавов путем компрессии и перегрева насыщенного пара газовым топливом.

На рисунке 1 приведена $T-q$ -диаграмма процессов передачи тепла в комбинированной ядерно-тепловой схеме АЭС на базе реактора ВВЭР 1000 (рис. 2).

Очевидно, что наибольшая тепловая мощность, создаваемая установкой, обеспечивается ядерной частью, генерирующей насыщенный пар. Повышение температуры и давления в схеме комбинированной АЭС создается паровым компрессором и последующим перегревом сжатого до 13 МПа пара в пароперегревателе. Привод парового компрессора и перегрев сжатого пара осуществляются при помощи газовой турбины и пароперегревателя на природном газе.

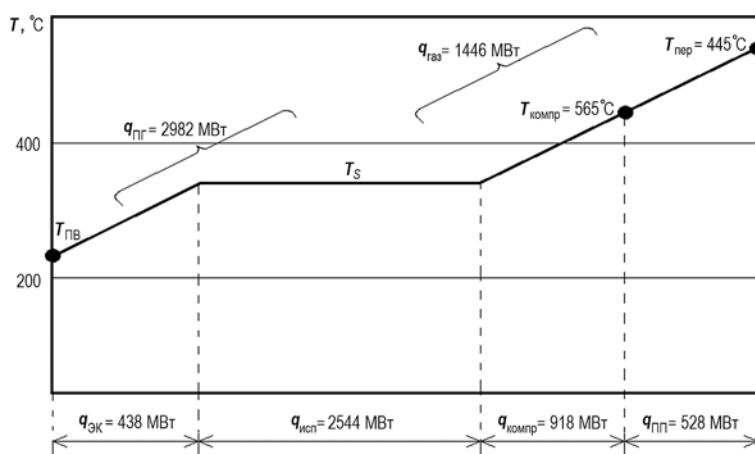


Рис. 1. $T-q$ -диаграмма процессов передачи тепла в комбинированной ядерно-тепловой схеме АЭС на базе реактора ВВЭР-1000

Общий вид термодинамического процесса в $T-S$ -диаграмме приведен в упрощенном виде (без учета системы регенерации и промперегрева) на рис. 3.

Результаты расчета затрат энергии и газового топлива на газотурбинный привод парового компрессора и перегрев пара в газовом пароперегревателе даны в табл. 2.

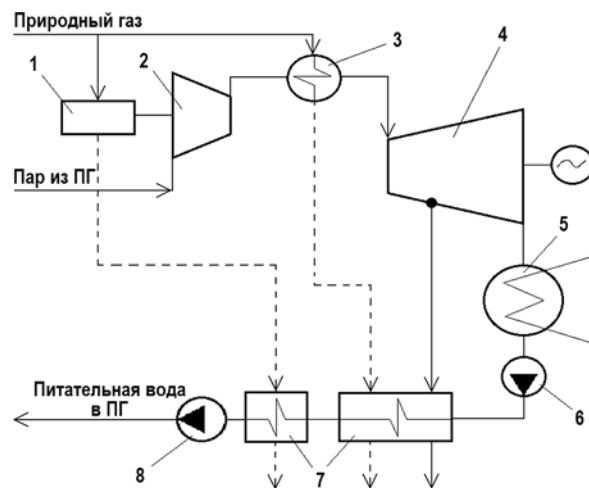


Рис. 2. Принципиальная схема комбинированной ядерно-тепловой АЭС: 1 – газотурбинный двигатель; 2 – паровой компрессор; 3 – пароперегреватель; 4 – паровая турбина перегретого пара; 5 – конденсатор паровой турбины; 6 – конденсатный насос; 7 – система регенерации; 8 – питательный насос

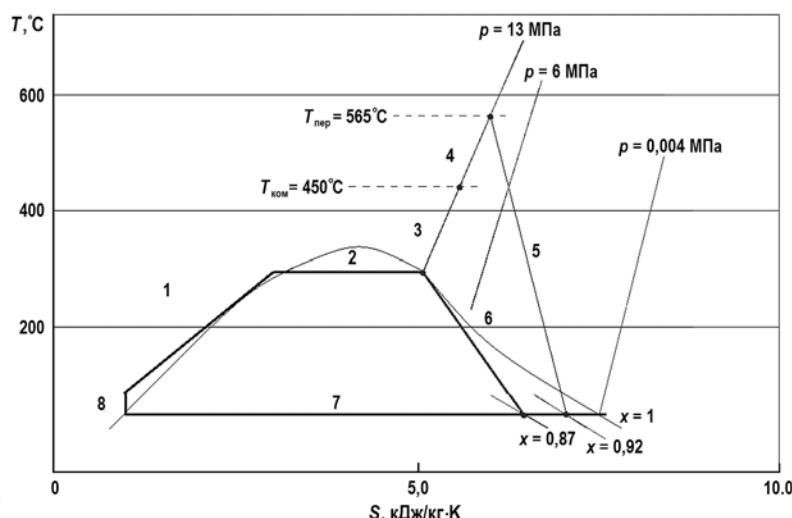


Рис. 3. Термодинамический процесс комбинированной ядерно-тепловой АЭС в T - S -диаграмме: 1 – экономайзерный участок ПГ ЯЭУ; 2 – испарительный участок ПГ ЯЭУ; 3 – сжатие и нагрев пара в паровом компрессоре; 4 – перегрев пара в газовом пароперегревателе; 5 – расширение пара в паротурбинной установке перегретого пара; 6 – расширение пара в паротурбинной установке насыщенного пара; 7 – процесс конденсации пара; 8 – процесс сжатия в насосе

Таблица 2

Параметры пара и затраты энергии и газового топлива

Параметры пара	Давление, МПа	Температура, $^{\circ}\text{C}$	Мощность, МВт	Расход газа, $\text{м}^3/\text{ч}$
Выход ПГ ЯЭУ	5,9	300		
После парового компрессора	13	450	918	54
После газового пароперегревателя	13	565	528	31

В реальных схемах турбин насыщенного пара широко используется промежуточный перегрев пара после достижения им предельно-допустимой влажности. На ри-

сунке 4 приведено сопоставление процессов работы паротурбинной установки (ПТУ) насыщенного и перегретого сжатого пара с промежуточным перегревом.

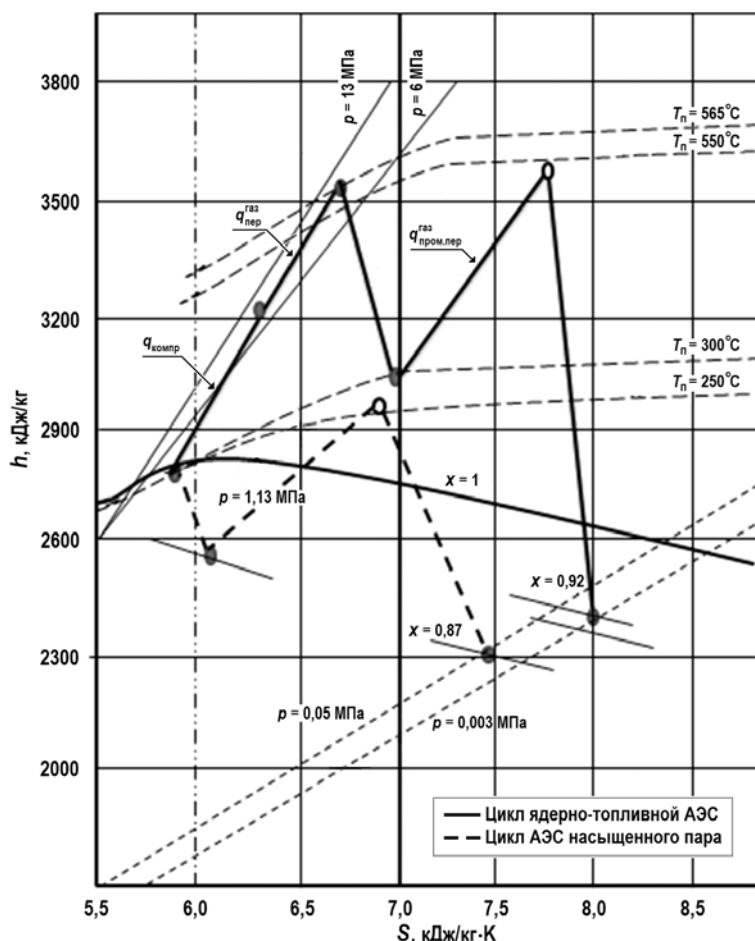


Рис. 4. h - S -диаграмма процессов работы паротурбинной установки насыщенного и перегретого сжатого пара с промежуточным перегревом

Из диаграммы видно наличие положительного эффекта и в этом случае. Значительное превышение энталпии поступающего на турбину перегретого пара над насыщенным уменьшает необходимый расход пара для выработки одной и той же мощности при одинаковых давлениях в конденсаторах турбин.

На рисунке 5 в качестве примера показано соотношение размеров турбин, работающих на перегретом (К-210-130, К-500-16,7) и насыщенном (К-220-44, К-500-60, К-500-65) паре. Заметим, что паровая турбина К-500-16,7 (давление свежего пара указано в МПа) предназначена для работы в составе блока АЭС «Калпакам» (Индия) с реакторной установкой на быстрых нейтронах (PFBR).

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ УТИЛИЗАЦИИ НИЗКОПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ТЕПЛОТЫ АЭС

АЭС являются крупными источниками низкопотенциальной тепловой энергии, не пригодной для промышленного использования вследствие низкого температурного уровня. Однако мировой опыт показывает реализуемость на современной технологической базе возможности повышения (трансформации) температурного уровня с помощью тепловых насосов до уровня, необходимого для целей тепло-

снабжения. В настоящее время предлагаются различные варианты использования тепловых насосов парокомпрессионного типа, обладающих высокими коэффициентами трансформации и позволяющими обеспечить перераспределение тепловых потоков в схеме ПТУ, оптимизировать сетевые установки и снизить сброс тепловой энергии с охлаждающей водой [5, 6].

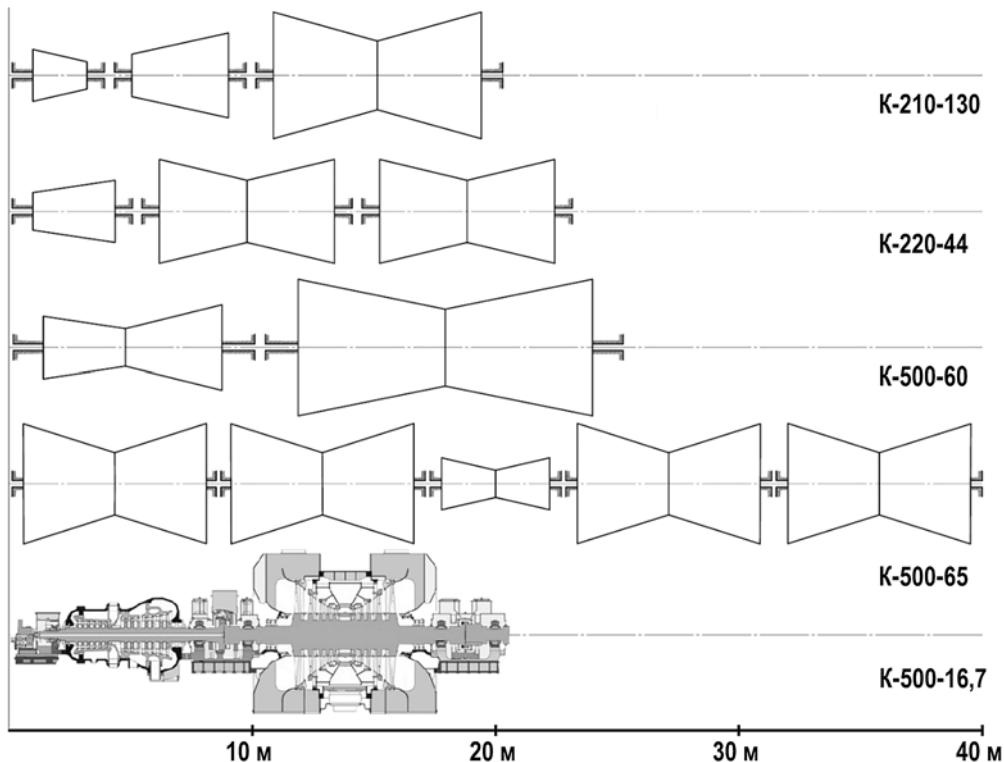


Рис. 5. Соотношение размеров турбин, работающих на перегретом и насыщенном паре

Для оценки возможности утилизации сбросной низкопотенциальной теплоты были исследованы режимы работы и параметры вспомогательных систем реакторного и турбинного отделений АЭС с реактором БН-600 .

Подавляющая часть всех тепловых сбросов АЭС уносится с охлаждающей водой из основных конденсаторов турбин. Данный источник низкопотенциальной теплоты характеризуется неравномерностью температуры воды в водохранилище в течение года, низким значением температуры охлаждающей воды в осенне-зимний период.

Использование теплового насоса в технологической схеме АЭС

Для оценки эффективности использования теплового насоса в схеме ПТУ АЭС был выбран вариант, в котором теплоту можно отбирать от воды на входе или на выходе конденсатора турбины. При этом конденсатор теплового насоса подключается к системе регенеративного подогрева и заменяет первый подогреватель низкого давления (рис. 6).

При такой схеме подключения конструкция ПТУ АЭС требует минимальных вмешательств. В данной схеме испаритель теплового насоса устанавливается в подводящий или отводящий канал охлаждающей воды, что значительно упрощает его монтаж.

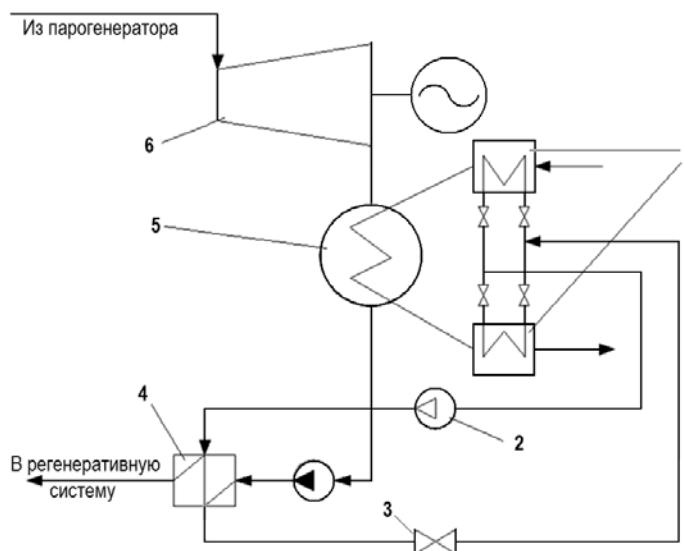


Рис. 6. Принципиальная тепловая схема подключения теплового насоса: 1 – испаритель теплового насоса; 2 – компрессор теплового насоса; 3 – дросселирующее устройство; 4 – подогреватель низкого давления (ПНД-1); 5 – конденсатор турбины; 6 – турбина

При подключении испарителя теплового насоса к охлаждающей воде на входе в конденсатор повышение вырабатываемой турбиной мощности происходит за счет двух факторов [7]:

- увеличивается расход пара в последних ступенях турбины за счет того, что подогрев конденсата в ПНД-1 осуществляется тепловым насосом, а не отбиаемым паром;
- появляется возможность увеличения срабатываемого теплоперепада на последних ступенях турбины за счет понижения давления насыщения в конденсаторе в результате отбора тепла испарителем теплового насоса от охлаждающей воды и понижения ее температуры.

При подключении испарителя теплового насоса к охлаждающей воде на выходе из конденсатора увеличение мощности турбины достигается только за счет первого фактора. Однако, так как температура охлаждающей воды на выходе из конденсатора выше, чем на входе, работа теплового насоса более эффективна.

При подключении теплового насоса к охлаждающей воде на входе в конденсатор увеличиваются дополнительно вырабатываемая мощность и затраты энергии на тепловой насос. Во втором случае дополнительно вырабатываемая мощность будет меньше, но меньше будут и затраты электроэнергии на компрессор теплового насоса.

В приведенном варианте расчета использованы данные среднемесячных значений температуры воды в Белоярском водохранилище за 2007 г. При этом максимальные значения температуры воды составили 25,8°C на входе и 34,6°C на выходе конденсатора.

Для определения дополнительной электрической мощности, вырабатываемой энергоблоком, при подключении испарителя теплового насоса ко входу в конденсатор рассчитывались уменьшение температуры охлаждающей воды и параметры насыщения в конденсаторе. Результаты математического моделирования показывают, что мощность, необходимая для работы компрессора теплового насоса, выше дополнительно вырабатываемой энергоблоком электрической мощности при размещении испарителя как на входе, так и на выходе охлаждающей воды основного конденсатора турбины.

С экологической точки зрения, результаты расчетов позволяют рассматривать возможность использования теплового насоса в схеме основного конденсатора ПТУ для сокращения тепловых сбросов АЭС в окружающую среду (рис. 7), что в ряде случаев может иметь важное значение.

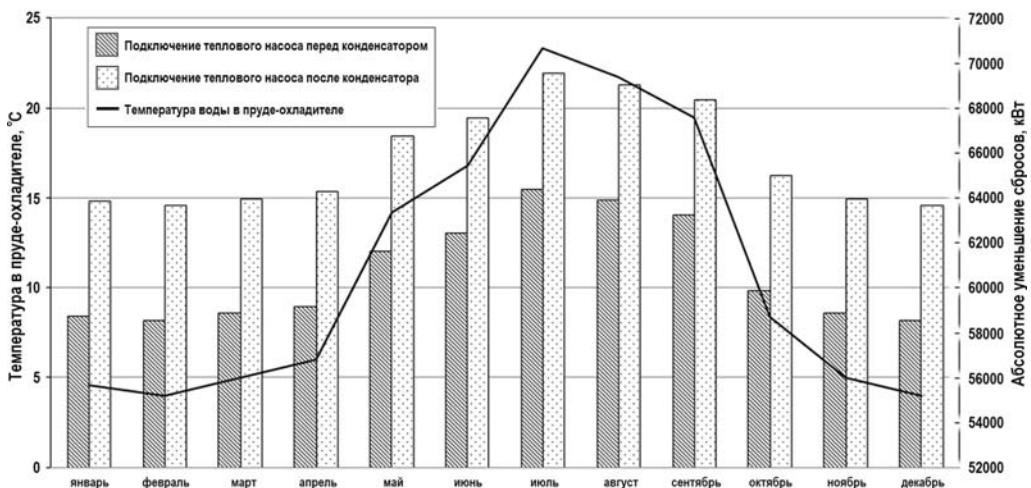


Рис. 7. Абсолютное уменьшение тепловых сбросов энергоблока электрической мощностью 600 МВт с реактором на быстрых нейтронах

Использование тепловых насосов в схемах отпуска тепла потребителю

Другим вариантом утилизации низкопотенциальной теплоты с помощью тепловых насосов является отопление административных, бытовых и производственных зданий АЭС близлежащего города. В настоящее время теплота для этих целей берется из отборов рабочего пара турбины, что понижает выработку АЭС. Использование для целей теплоснабжения теплоты, вырабатываемой тепловыми насосами с коэффициентом трансформации $K_t = 4$, позволяет

- снизить тепловые сбросы в окружающую среду;
- исключить (или снизить) отборы пара на теплофикационные нужды.

Анализ показывает, что данное техническое решение является энергетически целесообразным [8].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Повышение энергоэффективности атомных электростанций является одной из приоритетных задач отрасли, решаемых путем модернизации оборудования действующих и разработки инновационных проектов АЭС.

Современный уровень развития энергетического машиностроения, создание эффективных высокотемпературных газовых турбин и паровых компрессоров позволяют рассматривать возможность достижения высоких сопряженных параметров пара на АЭС с традиционными ЛВР без превышения допустимых условий эксплуатации активных зон с оболочками твэлов из циркониевых сплавов.

Применение тепловых насосов в схеме охлаждения основного конденсатора ПТУ для повышения экономических показателей неоправданно. Как показали оценочные расчеты, использование тепловых насосов в схеме основного конденсатора перспективно только для сокращения тепловых сбросов АЭС в окружающую среду.

Утилизация низкопотенциальной теплоты, отводимой системами охлаждения, с использованием тепловых насосов в схемы отпуска тепла потребителю является эффек-

тивным путем повышения эффективности АЭС. При этом уменьшается отбор пара из тепловой схемы энергоблока, что приводит к дополнительной выработке энергии при неизменных затратах на ее производство, а также снижает тепловые выбросы в окружающую среду.

Литература

1. Асмолов В.Г., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. Облик АЭС с легководными энергетическими реакторами следующего поколения // VII Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». –М.: 2010. С.3-14.
2. Хоменок Л.А., Кругликов П.А., Смолкин Ю.В., Соколов К.В. Определение энергетического эффекта модернизации энергооборудования и технологических систем АЭС//Теплоэнергетика. 2012. № 5. С. 10.
3. Щепетина Т.Д. О повышении КПД энергоблоков с водо-водяными реакторами (ВВР)// Энергия: экономика, техника, экология. 2010. №12. С.21-29
4. Pioro I.L., Kirillov P.L., Mokry S.J., Gospodinov Y.K. 2008b. Supercritical Water Heat Transfer in a Vertical Bare Tube: Normal, Improved and Deteriorated Regimes, Proceedings of the International Congress on Advanced Nuclear Power Plants (ICAPP). Anaheim, CA, USA, June 8-12, Paper #8333, Pages 10. Special Metals, 2007. Inconel Alloy 718SPF, A Precision Castparts Corp. Company, 16 pages.
5. Стенин В.А. Способ работы тепловой электрической станции / Патент РФ № 2247840 от 10.03.2005. МПК F01K13/00. № 2003101028/06 14.01.2003.
6. Ефимов Н.Н., Лапин И.А., Малышев П.А., Попов Р.В., Радаев П.Н., Черни А.В., Лемешев А.А., Карапаев Г. Б., Скубиенко С.В., Ощепков А.С. Тепловая электрическая станция / Патент РФ № 81259 от 23.05.2007. МПК F01K13/00. №2007119246/22. Опубликовано 10.03.2009.
7. Ташлыков О.Л., Толмачев Е.М., Семенов М.Ю., Сапожников Б.Г. Снижение тепловых нагрузок АЭС на окружающую среду путем использования тепловых насосов в схеме основного конденсатора паротурбинной установки // Альтернативная энергетика и экология. 2012. № 3. С. 16-21.
8. Ташлыков О.Л., Ковин И.В., Кокорин В.В. Утилизация низкопотенциальной теплоты АЭС с реактором на быстрых нейтронах с использованием теплового насоса // Альтернативная энергетика и экология. 2012. № 3. С. 22-25

Поступила в редакцию 07.12.2015 г.

Авторы

Щекlein Сергей Евгеньевич, профессор, доктор техн. наук
E-mail: s.e.shchelein@urfu.ru

Ташлыков Олег Леонидович, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: otashlykov@list.ru

Дубинин Алексей Михайлович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: amdubinin@urfu.ru

UDC 621.039

IMPROVING THE ENERGY EFFICIENCY OF NPP

Shcheklein S.E., Tashlykov O.L., Dubinin A.M.

Ural Federal University
19, Mira st., Yekaterinburg, 620002 Russia

ABSTRACT

The aim of this work is to analyze and estimate potential ways to improve the energy efficiency of nuclear power. The article describes the currently used and advanced thermodynamic cycles of nuclear power plants. The ways to improve the working fluid parameters in the NPP steam turbine circuit are given. It is done the thermodynamic estimation of the fast reactors NPP thermal efficiency improve by increasing the temperature of the coolant at the reactor core outlet and, accordingly, increase of the temperature and pressure of steam generated by the steam generator. The analysis of the efficiency of utilization of low potential heat from the NPP relief NPP with heat pumps was performed.

Conclusions. The present level of power engineering development, the creation of effective high-temperature gas turbines and steam compressors allow to consider the possibility of achieving higher steam parameters at NPPs with traditional light water reactors without exceeding the permissible operating conditions of cores with cladding of zirconium alloy.

The use of heat pumps in the main steam cooling system in order to improve the economic performance is not efficient. The estimation showed that using of heat pumps in the main turbine condenser circuit allows only to reduce thermal nuclear discharges into the environment.

Disposal of low-grade heat from equipment cooling systems with heat pumps is an effective way to improve the efficiency of the NPP. This decreases the steam extraction from the unit circuit, resulting in an additional energy generation with the same production costs, and also reduces heat emissions to the environment.

Key words: efficiency, coupled parameters of steam, fire overheating, waste heat, heat pump.

REFERENCES

1. Asmolov V.G., Semchenkov Y.M., Sidorenko V.A. The appearance of light water nuclear power reactors of the next generation. Proceedings of the VII International Scientific and Technical Conference « Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power ». Moscow. 2010, pp. 3-14 (in Russian).
2. Chomenock L.A., Kruglikov P.A., Smolkin Y.V., Sokolov K.V. Determination of the modernization effect of energy power equipment and technological systems of nuclear power plants. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, p. 10 (in Russian).
3. Chomenock L.A., Kruglikov P.A., Smolkin Y.V., Kazarin A.I., Legutenko S.K. Comprehensive optimization of the parameters of the low-grade part of the turbine NPP-2006. *Teploenergetika*. 2011, no. 1, pp. 59-61 (in Russian).
4. Pioro, I.L., Kirillov, P.L., Mokry, S.J., Gospodinov, Y.K., 2008b. Supercritical Water Heat Transfer in a Vertical Bare Tube: Normal, Improved and Deteriorated Regimes, Proceedings of the International Congress on Advanced Nuclear Power Plants (ICAPP). Anaheim, CA, USA, June 8-12, Paper #8333, Pages 10. Special Metals, 2007. Inconel Alloy 718SPF, A Precision Castparts Corp. Company, 16 pages.
5. Stenin V.A. Method of operating a thermal power station: patent RU № 2247840 from 10.03.2005. IPC F01K13/00. № 2003101028/06 14.01.2003 (in Russian).
6. Efimov N.N., Lapin I.A., Malyshev P.A., Popov R.V., Radaev P.N., Cherni A.V., Lemeshev A.A.,

Karataev G. B., Skubienko S.V., Oshchepkov A.S. Thermal power station: patent RU № 81259 from 23.05.2007. IPC F01K13/00. № 2007119246/22 10.03.2009 (in Russian).

7. Tashlykov O.L., Tolmachev E.M., Semenov M.Y., Sapozhnikov B.G. Snizhenie teplovyh nagruzok AES na okruzhayushchuyu sredu putem ispol'zovaniya teplovyh nasosov v sheme osnovnogo kondensatora paroturbinoj ustanovki [Reducing heat loads NPP on the environment through the use of heat pumps in the circuit of the main steam turbine condenser]. Mezhdunarodnyj nauchnyj zhurnal *Al'ternativnaya energetika i ekologiya* [International Scientific Journal «*Alternative Energy and Ecology*»]. 2012, no. 3, pp. 16-21.

8. Tashlykov O.L., Kovin I.V., Kokorin V.V. Utilizaciya nizkopotencial'noy teplotei AES s reaktorom na bystryh neytronah s ispol'zovaniem teplovogo nasosa [Disposal of low-grade heat from the nuclear reactor on fast neutrons with heat pump]. Mezhdunarodnyi nauchnyi zhurnal *Al'ternativnaya energetika i ekologiya* [International Scientific Journal «*Alternative Energy and Ecology*»]. 2012, no. 3, pp. 22-25.

Authors

Shcheklein Sergej Ewgen'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Tashlykov Oleg Leonidovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: otashlykov@list.ru

Dubinin Aleksej Mihajlovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: amdubinin@urfu.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ УЛЬТРАЗВУКОВОГО РЕФЛЕКС-РАДАРНОГО ВОЛНОВОДНОГО УРОВНEMЕРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ

В.И. Мельников, И.А. Тепляшин, В.В. Иванов

*Нижегородский государственный технический университет
603600, Н. Новгород, ул. Минина, 24, НГТУ им. Р.Е. Алексеева*



Рассмотрены результаты экспериментального исследования работы ультразвукового рефлекс-радарного волноводного уровнемера в водяном теплоносителе высоких параметров при давлении до 18 МПа и температуре до 350°С.

В отличие от известных волноводных уровнемеров в нем измеряется время пробега акустических импульсов по волноводному тракту от излучателя до приповерхностного слоя и обратно. Волноводный тракт состоит из двух акустически изолированных волноводов – излучающего и приемного. Используются волноводы изгибных волн нулевого порядка и пьезоэлектрические преобразователи, работающие на частоте ~ 800 кГц. Обработка принимаемых сигналов осуществляется электронной схемой на основе микропроцессора. Погрешность измерений не превышает ±10 мм. Приведены описание экспериментального стенда и методика проведения опытов.

Прибор стабильно работает и не нуждается в коррекции показаний при изменении теплофизических свойств теплоносителя. Он предназначен для применения в теплообменном оборудовании тепловой и атомной энергетики.

Ключевые слова: ультразвуковой рефлекс-радарный волноводный уровнемер, акустический волновод, пьезопреобразователь, водяной теплоноситель высоких параметров (350°С, 18 МПа), ЯЭУ, энергетическое оборудование.

ВВЕДЕНИЕ

Приборы контроля уровня теплоносителя являются важнейшими компонентами систем управления и безопасности ядерной энергетической установки (ЯЭУ).

Ввиду того, что параметры теплоносителя фактически являются экстремальными (температура до 350°С, давление до 18 МПа при высоком уровне радиации), измерение уровня является сложной технической задачей.

Предложено множество технических решений и идей для решения этой проблемы, но лишь их малая часть была осуществлена в виде реальных конструкций и еще меньше были опробованы на практике.

По нашему мнению, наиболее подходящими для решения задачи контроля уровня водяного теплоносителя в реакторных установках являются акустические приборы, основанные на использовании металлических волноводов. Их применение

позволяет создавать датчики со значительным ресурсом, способными проводить измерения практически безынерционно и работать в экстремальных условиях ядерной установки продолжительное время.

Существует два принципиально отличающихся друг от друга варианта построения измерительной системы: первый – это уровнемеры в виде многоточечных сигнализаторов жидкости дискретного действия; второй – уровнемеры, позволяющие вести непрерывный контроль уровня теплоносителя.

Первый вариант реализуется на основе системы, включающей в себя несколько десятков волноводов, каждый из которых снабжен пьезопреобразователем и подключен к чувствительному элементу [1]. В результате получается многокомпонентная сложная и дорогостоящая конструкция, которая должна быть дополнена соответствующей электроникой и многожильным соединительным кабелем. Преимуществом многоточечных сигнализаторов является отсутствие необходимости метрологической аттестации прибора.

Второй вариант – это акустоимпедансные уровнемеры, основанные на измерении затухания (или задержки) акустических импульсов, распространяющихся по протяженному волноводу, при погружении его в жидкость [2, 3]. Отличием акустоимпедансных уровнемеров от многоточечных сигнализаторов уровня является их относительная простота, а следовательно, большая надежность и низкая стоимость. Существенным недостатком этих приборов является влияние на выходной сигнал изменения физических свойств контролируемой среды при изменениях ее температуры и давления. Для устранения такого влияния требуется дополнительная коррекция данных. Возможны также влияния конденсата, стекающего по волноводному чувствительному элементу выше линии раздела фаз, и кипения, приводящего к выделению парогазовых пузырей в жидкой фазе.

Указанные недостатки обусловлены методикой измерений, основанной на определении амплитуды принятого сигнала, на которую оказывают влияние различные факторы от изменения сопротивления в линии связи до старения элементов волновода. Значительное улучшение качества прибора можно ожидать при замене амплитудных измерений акустических сигналов на временные.

В работе приводятся описание впервые разработанной конструкции ультразвукового рефлекс-радарного уровнемера и результаты его экспериментальных исследований в условиях, максимально приближенных к реальным при широком изменении параметров контролируемой среды – водяного теплоносителя высоких параметров.

ПРИНЦИП ДЕЙСТВИЯ И КОНСТРУКЦИЯ РЕФЛЕКС-РАДАРНОГО УРОВНЕМЕРА

Основная идея рефлекс-радарных уровнемеров заключается в локировании границы раздела сред жидкость-газ. Передача энергии осуществляется в импульсном режиме по волноводу, а измеряемой величиной является время пробега импульсов от посылки до приема. Такой принцип измерений осуществляется в сверхвысокочастотных рефлекс-радарных уровнемерах, где используются импульсы СВЧ-энергии, распространяющиеся по СВЧ-волноводу. Однако применение таких уровнемеров в атомной энергетике наталкивается на существенные трудности, связанные со сложностью установки СВЧ-аппаратуры внутри оборудования первого контура.

Попытки применить рефлекс-радарную технологию на основе ультразвуковых волноводов предпринимались в нашей стране в 70-х годах прошлого века, но не увенчались успехом [4, 5].

Очевидные преимущества волноводных уровнемеров с измерительным каналом на основе временных измерений заставили вновь вернуться к этой идеи. Поэтому

были предприняты усилия по созданию рефлекс-радарного уровнемера с использованием ультразвуковых волноводов и импульсных сигналов.

В предложенном техническом решении, в отличие от предлагаемых ранее, используются два волновода изгибных волн (как наиболее эффективных излучателей): один – излучатель ультразвуковых импульсов, второй – приемник. Волноводы расположены вертикально параллельно друг другу. Вдоль волноводов по всей их длине установлен полуцилиндрический рефлектор с множеством отражателей в виде гофров сильфона, разрезанного вдоль по длине. Передача акустической энергии от волновода к волноводу может происходить только при заполнении жидкостью пространства между волноводами и рефлектором. На рисунке 1 показана схема передачи ультразвуковой волны от излучающего волновода к ближайшему под уровнем жидкости отражателю рефлектора и далее к приемному волноводу.

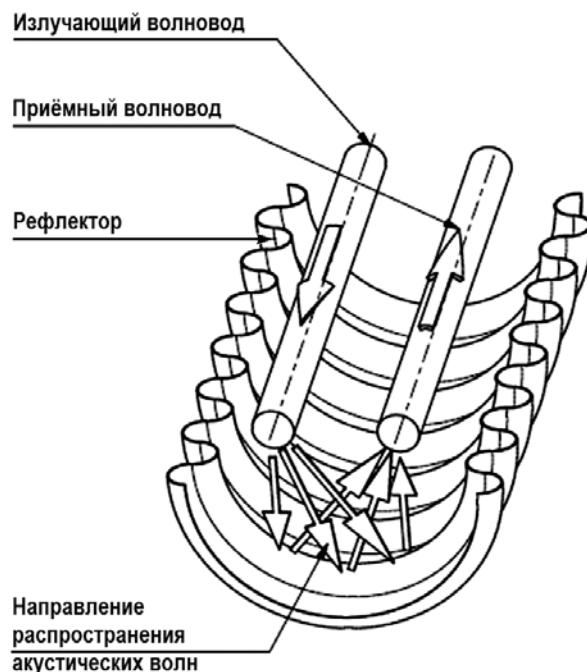


Рис. 1. Схема распространения ультразвуковой волны от излучающего волновода к приемному

Благодаря физическим свойствам изгибных волн нулевого порядка при их распространении по волноводу, погруженному в жидкость, происходит эффективное излучение акустической энергии в жидкость. При этом, например, при диаметре волновода 2 мм на частоте 800 кГц практически полная передача энергии изгибной волны в жидкость достигается при контактировании волновода с жидкостью на длине всего 30 – 50 мм.

Поэтому передача акустической энергии от излучающего волновода в жидкость к отражателю и далее к приемному волноводу происходит в приповерхностном слое глубиной 20 – 30 мм. Акустическая волна от излучающего волновода в приповерхностном слое жидкости падает под углом вниз на рефлектор. Затем, переотражаясь от его горизонтально ориентированных выступов, возвращается под тем же углом вверх, к приемному волноводу, формируя сигнал на приемном пьезопреобразователе. Уровень жидкости пропорционален времени пробега ультразвуковых импульсов по волноводу до приповерхностного слоя жидкости и обратно, т.е. определяется по временной характеристике сигнала по рефлекс-радарному принципу.

Излучение волны в жидкость происходит под углом ϕ , определяемым треугольником скоростей звука: изгибной волны в волноводе и продольной волны в жидкости [1]. Для многих жидкостей (в том числе и воды) угол входа волны в жидкость примерно равен 60° относительно оси волновода. Вследствие поляризованности изгибных волн в волноводе в жидкости формируется диаграмма направленности, состоящая из двух пучков волн, симметричных относительно оси волновода, в плоскости колебаний. В связи с этим волноводы следует ориентировать так, чтобы получить максимальную амплитуду принимаемых сигналов, отраженных от поверхности рефлектора.

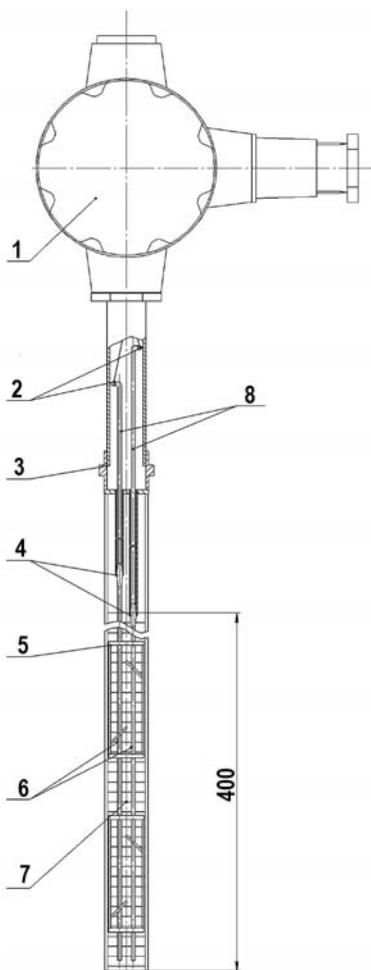


Рис. 2. Конструкция рефлекс-радарного уровнемера: 1 – электронный блок; 2 – пьезопреобразователь; 3 – подвеска; 4 – узлы уплотнения; 5 – крепление волноводов; 6 – излучающий и приемный волноводы; 7 – рефлектор; 8 – волноводы связи

Конструкция уровнемера включает в себя два волновода изгибных волн в виде стержней диаметром 2 мм и длиной 400 мм, прикрепленных через узлы уплотнения к волноводам связи, снабженных пьезопреобразователями изгибных волн с рабочей частотой около 800 кГц; полуцилиндрический рефлектор, изготовленный из гофрированной стальной трубы диаметром 16 мм, и электронный блок (рис. 2). Подвеска частей прибора содержит узел уплотнения в виде штуцера с накидной гайкой, скоб крепления волноводов и стойку для крепления корпуса с электронными компонентами.

Функциональная схема обработки сигналов датчика (рис. 3) состоит из генератора видеоимпульсов, усилителя принятых сигналов, компаратора, измерителя временных интервалов, цифроаналогового преобразователя и генератора тока. Основные элементы схемы выполнены на основе микропроцессора. Предусмотрена возможность наблюдения принимаемых сигналов при помощи осциллографа. Схема обеспечивает вывод токового сигнала, линейно связанного со временем пробега ультразвуковых импульсов от излучателя до ближайшего отражателя рефлектора, находящегося под уровнем жидкости, к приемнику. Процессор выполняет функции стробирования, вычислителя и нормировки выходного сигнала.

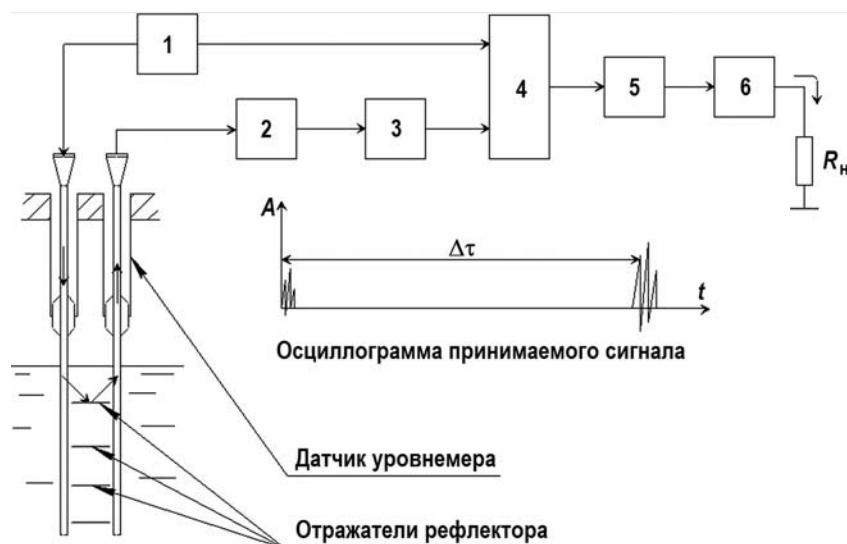


Рис. 3. Функциональная схема электронной части уровнемера: 1 – генератор видеоимпульсов; 2 – усилитель; 3 – компаратор; 4 – измеритель временных интервалов; 5 – ЦАП; 6 – генератор тока

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Калибровка прибора выполнялась при нормальных условиях путем плавного погружения чувствительного элемента датчика в воду. При этом выходной ток изменялся пропорционально глубине погружения его в жидкость. Среднеквадратичное отклонение измеренного уровня от линии тренда не превышало 4 мм, что можно объяснить шагом гофров использованного рефлектора, равным примерно 4,5 мм.

Опыты при повышенных параметрах проводились в водном теплоносителе на линии насыщения в диапазоне давления от 0,1 до 18 МПа. Экспериментальная установка (рис. 4) представляет собой прочную герметично закрытую трубу с электробогревом, в которую помещается уровнемер. Использовалась труба из нержавеющей стали длиной 700 мм и внутренним диаметром 35 мм. Нагревательный элемент в виде спирали из никрома с фарфоровыми изоляторами намотан на трубу и снажжен защищен теплоизоляцией на основе базальтовой ваты. Температура и давление воды внутри трубы контролируются. Мощность нагревателя регулируется при помощи лабораторного автотрансформатора. Максимальная температура теплоносителя может достигать 357°C.

Амплитуда принимаемого сигнала, от которого в значительной степени зависит надежность работы прибора, линейно связана с волновым сопротивлением воды. Зависимость волнового сопротивления воды от давления на линии насыщения в измеряемом диапазоне давлений приведена на рис. 5. Отметим, что волновое сопротивление в указанном диапазоне давления уменьшается почти в пять раз.

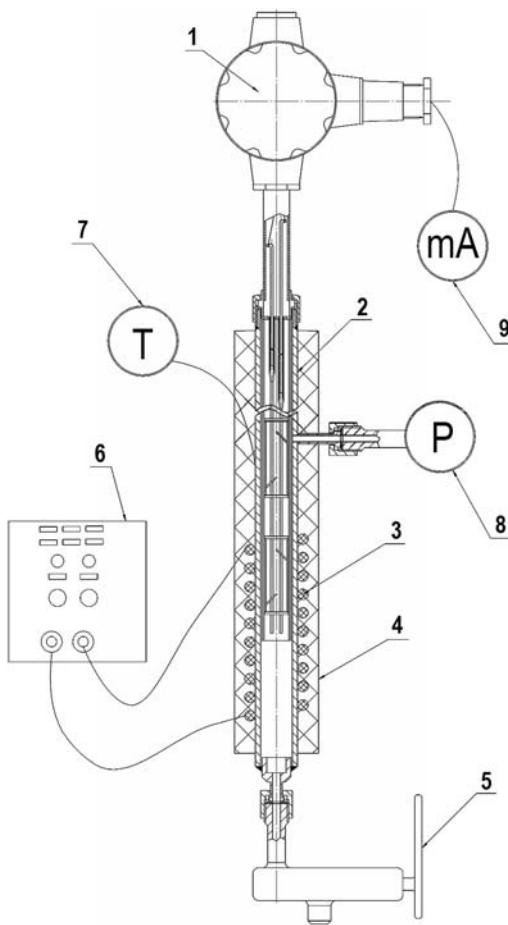


Рис. 4. Экспериментальная установка: 1 – электронный блок; 2 – труба; 3 – нагревательный элемент; 4 – теплоизоляция; 5 – вентиль слива; 6 – автотрансформатор; 7 – термодатчик; 8 – манометр; 9 – измеритель тока

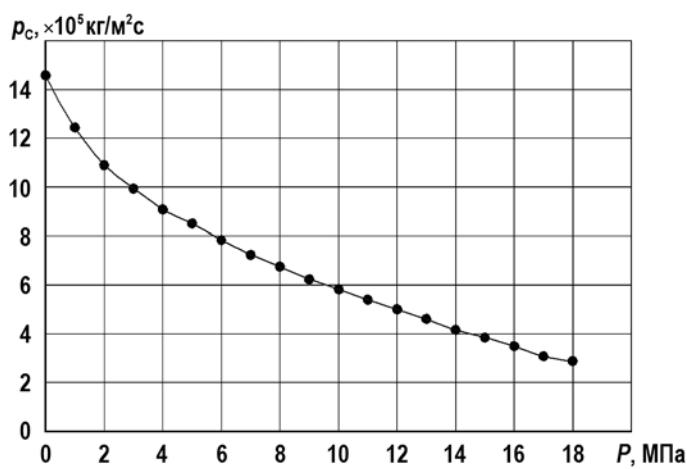


Рис. 5. Зависимость волнового сопротивления воды от давления на линии насыщения

В процессе разогрева внутри герметично закрытого экспериментального участка происходит кипение и частичное испарение воды, а повышающееся давление бло-

кирует развитие кипения. Таким образом, наблюдается изохорический термодинамический процесс на линии насыщения воды (при постоянном объеме). При этом с ростом температуры и давления уровень воды постепенно увеличивается. Была определена ожидаемая расчетная зависимость изменения уровня воды от давления на линии насыщения (давление однозначно связано с температурой насыщения), показанная на рис. 6. Расчеты проводились по формуле

$$h = m / (\pi r^2 \rho'), \quad (1)$$

где h – физический уровень воды в трубе экспериментального участка; m – масса воды в трубе экспериментального участка; r – внутренний радиус трубы; ρ' – плотность воды на линии насыщения.

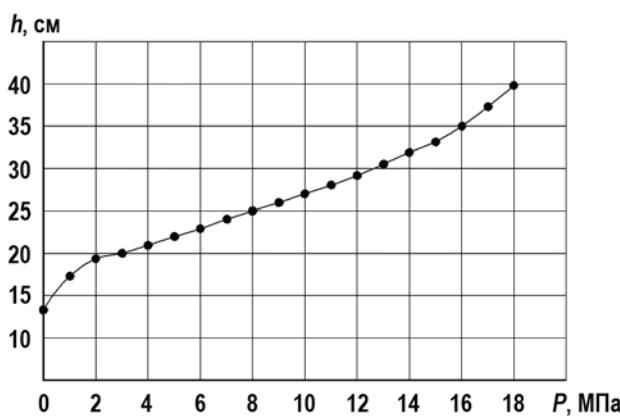


Рис. 6. Расчетная зависимость изменения уровня теплоносителя в установке от давления насыщения воды

Перед проведением эксперимента система заполняется водой до отметки 450 мм от нижнего конца трубы, затем устанавливается уровнемер (чувствительный элемент датчика погружается в жидкость на глубину 130 мм) и выполняется герметизация системы. После подготовки измерительной схемы на электрообогреватель мощностью ~ 400 Вт подается питание. Температура в системе плавно повышается со скоростью около $7^\circ\text{C}/\text{мин}$ и доводится до значения $\sim 350^\circ\text{C}$. При этом давление повышается примерно до 18 МПа. Контролируются температура и давление теплоносителя внутри трубы, а также акустические сигналы и выходной ток уровнемера.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

В ходе экспериментов была найдена зависимость измеренного уровня теплоносителя от расчетного на линии насыщения (рис. 7).

Полученное расхождение уровня, измеренным рефлекс-радарным уровнемером теплоносителя, с фактическим находится в пределах ± 10 мм, т.е. их совпадение является вполне удовлетворительным. В таком случае во всем диапазоне изменения параметров теплоносителя как первого, так и второго контуров в коррекции показаний уровнемера нет необходимости.

Отметим, что в процессе проведения опытов наблюдались флюктуации принимаемого акустического сигнала, обусловленные, по нашему мнению, кипением среды. Для проверки этого предположения производилось временное отключение подогрева, приводившее к исчезновению колебаний принимаемых сигналов.

Наиболее сильные флюктуации сигнала наблюдаются при давлении выше 14 МПа. Однако выбранный нами алгоритм позволил в значительной мере устраниить влияние флюктуаций на выходной сигнал прибора. Особенностью этого алгоритма является использование методов математической статистики для локализации максималь-

ной амплитуды принимаемого сигнала в контролируемом временном интервале, что позволяет определять наиболее вероятное время пробега ультразвуковых сигналов по акустическому тракту прибора.

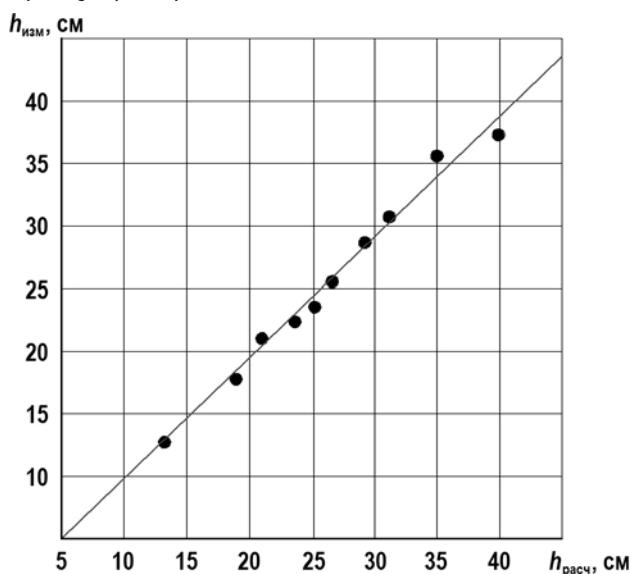


Рис. 7. Зависимость измеренного уровня воды от расчетного на линии насыщения

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлен разработанный впервые ультразвуковой уровнемер, основанный на рефлекс-радарном принципе измерений и приспособленный к использованию в оборудовании энергетических установок. Особенностью прибора является то, что измеряемой величиной является временная характеристика, а именно, время пробега ультразвуковых импульсов по волноводу от излучателя до линии раздела вода-пар и обратно к приемнику по второму волноводу. Отметим, что измерение временных интервалов производится проще и, главное, надежнее, чем измерение амплитуды сигналов. При этом изменяющиеся в широком диапазоне параметры теплоносителя не оказывают существенного влияния на работу прибора.

Важной особенностью уровнемера является то, что в нем излучатель и приемник вынесены из зоны воздействия высокой температуры и давления и связаны с контролируемой средой металлическими волноводами, что значительно увеличивает срок его службы и уменьшает стоимость.

Рассмотренный уровнемер изготовлен в виде законченного прибора, эскиз которого показан на рис.8.

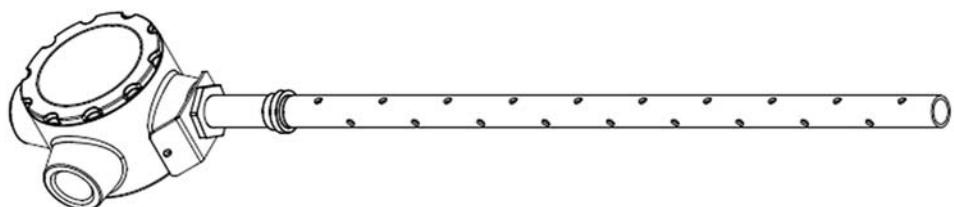


Рис. 8. Внешний вид рефлекс-радарного ультразвукового уровнемера с интегрированным электронным блоком

Литература

- Мельников В.И., Дробков В.П., Контелев В.В. Акустические методы диагностики газо-жидкостных потоков. М.: Энергоатомиздат. 2006. 351с.

2. Мельников В.И. Волноводные акустоимпедансные уровнемеры и сигнализаторы жидкости // Датчики и системы.- 2011.- №12.-С. 6 - 10.
3. Мельников В.И., Иванов В.В., Тепляшин И.А., Киселев Ю.А., Синицын А.Н., Белин А.В. Исследование перспективных волноводных акустических сигнализаторов уровня водяного теплоносителя ЯЭУ // Датчики и системы.- 2013. - № 11.-С. 11-17.
4. Дюдин Б.В. Лепендин Л.Ф., Павлюк В.П., Плутенко А.Д., Фирсов Н.П. Ультразвуковой уровнемер для жидкости. Авторское свидетельство РФ № 322638. Опубл. 30.11.1971. Бюлл. № 36.
5. Дюдин Б.В. Датчик ультразвукового импульсного уровнемера. Авторское свидетельство РФ № 510648. Опубл. 15.04.1976. Бюлл. № 14.

Поступила в редакцию 26.10.2015 г.

Авторы

Мельников Владимир Иванович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: melnikov@nntu.nnov.ru, www.aisnn.com

Иванов Вадим Владимирович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: ivv@nntu.nnov.ru

Тепляшин Иван Алексеевич, аспирант
E-mail: ivantia@mail.ru

UDC 621.121

THE STUDY OF ULTRASONIC REFLEX-RADAR WAVEGUIDE COOLANT LEVEL GAGE FOR A NUCLEAR REACTOR

Mel'nikov V. I., Ivanov V. V., Teplyashin I. A.

Nizhnij Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev
24 Minin st., Nizhnij Novgorod, 603600 Russia

ABSTRACT

The results of the experimental study of ultrasonic level gage on the basis of reflex-radar principles have been discussed. It has been shown that the device operated stably at high temperatures and pressure up to 18 MPa into the water coolant.

The measurable parameter is the running time of acoustic impulses from an emitter to near the surface of coolant and the time of return movement in contrast to well-known waveguide level gages which measure the amplitude of signals.

The waveguide channel consists of two the acoustic insulation waveguides: the emitting and receiver waveguides. The waveguides by zero-order of bending waves and a piezoelectric transducer which work at the frequency about 800 kHz are used. The data processing of receiving signals implements by the electronic scheme on the base of the microprocessor. The accuracy of measurements didn't more than ± 10 mm. The description of the testing unit and methods of the experiment realization was given.

The level gage does not require the correction of signal aspects when the thermo physical properties of the coolant were changed. The device is reserved for the use in heat exchange equipment of the thermal and nuclear energetic.

Key words: ultrasonic waveguide level, reflex-radar principles, acoustic waveguide, a piezoelectric transducer, water coolant of high parameters (350°C , 18 MPa), nuclear power reactor, power equipment.

REFERENCES

1. Mel'nikov V.I., Drobkov V.P., Kontelyov V.V. Akusticheskie metody diagnostiki gazozhidkostnyh potokov [Acoustic methods of diagnosis of gas-liquid flows]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 2006, 351 p. (in Russian).
2. Mel'nikov V.I. Volnovodnye acustoimpedansnye urovnemery i signalizatory zhidkosti [The acoustic impedance waveguide level meter and signaling devices for liquid] Nizhnij Novgorod. *Datchiki i Sistemy*. 2011, no. 12, pp. 6-10 (in Russian).
3. Mel'nikov V.I., Ivanov V.V., Teplyashin I.A., Kiselev Y.A., Sinichin A. N., Belin A. V. Issledovanie perspektivnyh volnovodnyh akusticheskikh signalizatorov urovnya vodyanogo teplonositelya YaÈU [Study of advanced acoustic waveguide level sensors of water coolant on NPP] Nizhnij Novgorod, *Datchiki i Sistemy*. 2013, no. 11, pp. 11-17 (in Russian).
4. Djudin B.V., Lependin L.F., Pavluk V.P., Plutenko A.D., Firsov N.P. Ultrazvukovoj urovnomer dlya zhidkosti [Ultrasonic levelmeter for liquid]. Avtorskoe svidetel'stvo RF № 322638. Publ. 30.11.1971. Bulletin № 36 (in Russian).
5. Djudin B.V. Datchik ultrazvukovogo impulsnogo urovnnemera [Devices ultrasonic pulse level meter]. Avtorskoe svidetel'stvo RF № 510648. Publ. 15.04.1976. Bulletin № 14 (in Russian).

Authors

Mel'nikov Vladimir Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: melnikov@nntu.nnov.ru.

Ivanov Vadim Vladimirovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: ivv@nntu.nnov.ru

Teplyashin Ivan Alekseevich, PhD Student
E-mail: ivantia@mail.ru

ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

**О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щекlein*, В.Ю. Лукьяненко*, А.Ф. Михайлова*,
И.М. Русских**, Е.Н. Селезнев**, А.В. Козлов****

*Уральский федеральный университет

620002, Екатеринбург, ул. Мира, 19

**ОАО «Институт реакторных материалов»

624250, г. Заречный, Свердловская обл.



Целью работы является разработка алгоритма проектирования состава гомогенных радиационно-защитных материалов (РЗМ) для оптимизации радиационной защиты.

Для проведения исследований использовались гомогенные радиационно-защитные материалы типа Абрис, технология производства которых позволяет получать требуемые концентрации наполнителей. Оценка ослабляющей способности радиационно-защитного материала с концентрациями барита, свинца, вольфрама от 20 до 80% проводилась с использованием высокопрецизионных расчетных кодов. Для верификации результатов расчетов проведены экспериментальные исследования защитных свойств материала Абрис с различными концентрациями наполнителей. Для проведения эксперимента были наработаны в исследовательском реакторе ИВВ-2М пять источников гамма-излучения (^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na) с характерными энергиями излучения. Были использованы специально разработанная установка и измерительный прибор ДКС-АТ1123.

В результате проведения комплекса исследований получены расчетные зависимости коэффициентов ослабления излучения, создаваемого характерными для различных ситуаций радиоактивными источниками, для различных составов и толщин РЗМ. Эти данные являются исходными для оптимизации радиационной защиты.

Проектирование состава гомогенных РЗМ имеет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты. Как следует из сравнения результатов проведенного исследования коэффициентов ослабления мощности дозы γ -излучения гомогенными защитными материалами марки Абрис РЗ в зависимости от состава и толщины, отличие экспериментальных данных от значений, полученных расчетным методом, не превышает 5%.

Технология производства гомогенных РЗМ типа Абрис позволяет обеспечивать требуемые защитные свойства для конкретных условий облучения (состава радиоактивных загрязнений).

Ключевые слова: доза облучения, оптимизация радиационной защиты, гомогенный радиационно-защитный материал, кратность ослабления, исследовательский ядерный реактор.

© О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, В.Ю. Лукьяненко, А.Ф. Михайлова,
И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов, 2015

ВВЕДЕНИЕ

Важную роль в снижения облучаемости персонала играет экранирование источника ионизирующего излучения. В настоящее время использование экранов ограничено небольшим выбором материалов, часто не обладающих удобством использования, что затрудняет их установку и снятие. Для защиты от γ -излучения применяют экраны из материалов с большим атомным номером и высокой плотностью (например, железо, свинец, вольфрам). В некоторых случаях для защиты (например, рентгеновских кабинетов) используют барит. Среди традиционных защитных материалов наиболее эффективны свинец и вольфрам. Однако их стоимость весьма значительна. Высокая пластичность требует решения сложных конструкционных задач при креплении листового свинца толщиной более 5 мм [1].

Поглощающая способность защитного материала зависит от спектра γ -излучения источника. Изотопный состав радиоактивных загрязнений в контурах реакторных установок с водным теплоносителем примерно одинаков (^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{51}Cr). В реакторных установках типа БН-600 радиоактивность натрия при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na , после останова – изотопами ^{22}Na и ^{137}Cs . Основной вклад в радиоактивность отложений на поверхностях, контактирующих с натрием, дает ^{54}Mn , с аргоном – ^{137}Cs [2].

При демонтаже блоков АЭС, выводимых из эксплуатации, радиационный фон определяется долгоживущими изотопами ^{137}Cs и ^{60}Co . В условиях эксплуатации, ремонта, модернизации и реконструкции радиационная обстановка может определяться другими изотопами с многообразием спектра гамма-излучения.

МЕТОДЫ И МАТЕРИАЛЫ

Для проведения исследований по оптимизации состава гомогенной радиационной защиты за основу взят материал серии Абрис РЗ, разработанный специалистами ООО «Завод герметизирующих материалов». РЗМ представляет собой гомогенную композицию на основе полимерного связующего, наполнителя, пластификатора и технологических добавок. Технология производства материала позволяет формировать требуемые защитные свойства материала с учетом изотопного состава радиоактивных загрязнений. Для этого рассчитывается необходимая концентрация наполнителей (например, барита, свинца, вольфрама).

Разновидностью гомогенного РЗМ является мастика, представляющая собою вязкотекущую массу с необходимым содержанием поглотителя (например, порошка баритового концентрата), закачиваемая в кассеты.

Для определения коэффициентов ослабления мощности дозы γ -излучения образцами защитного материала использовались высокопрецизионные расчетные коды, реализующие метод Монте-Карло (определения переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывной энергией в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени). В задачах переноса частиц приемы Монте-Карло наиболее близки к реальности.

Расчетная модель включает в себя цилиндрический источник γ -излучения, детектор γ -излучения в виде сферы диаметром 20 мм, заполненной материалом, близким по составу к человеческой ткани, и защитный материал в виде квадратной пластины определенной толщины [1].

Для верификации результатов расчетного определения защитных свойств РЗМ были проведены экспериментальные исследования с использованием пяти источников γ -излучения [3]. Выбор источников проводился с учетом характеристического изотопного состава радиоактивных загрязнений реакторных установок различных типов.

Наработка источников гамма-излучения (^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na) для проведения эксперимента, производилась в «мокром» канале исследовательского реактора ИВВ-2М (табл. 1). В качестве мишеней для получения источников использованы активационные детекторы (металлические кобальт ^{59}Co , никель ^{58}Ni , золото, сплав с алюминием ^{197}Au , железо ^{54}Fe , алюминий ^{27}Al) из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10, СН-65/11).

Таблица 1

Характеристики полученных источников γ -излучения

Источник γ -излучения	Время облучения, мин	Активность на конец облучения, Бк	Активность на момент измерения, Бк	Мощность дозы во время измерений на расстоянии 90 мм, мкЗв/ч	
				эксперимент	расчет
^{60}Co	20,0	$3,40 \cdot 10^6$	$3,40 \cdot 10^6$	151	147
^{58}Co	108,0	$6,83 \cdot 10^6$	$6,83 \cdot 10^6$	144	147
^{198}Au	15,0	$3,45 \cdot 10^7$	$1,73 \cdot 10^7$	146	141
^{54}Mn	1680,0	$9,45 \cdot 10^6$	$9,45 \cdot 10^6$	166	168
^{24}Na	60,0	$2,77 \cdot 10^6$	$9,10 \cdot 10^5$	55	56

Измерение кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами проводилось с использованием специального приспособления и измерительного прибора ДКС-АТ1123 (дозиметр рентгеновского и гамма-излучения).

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 1, 2 приведены результаты расчетной оценки и проведенных экспериментальных исследований зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (на примере изотопов ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис с наполнителями барит (содержание барита – 50 %) и свинец (содержание свинца – 20 %).

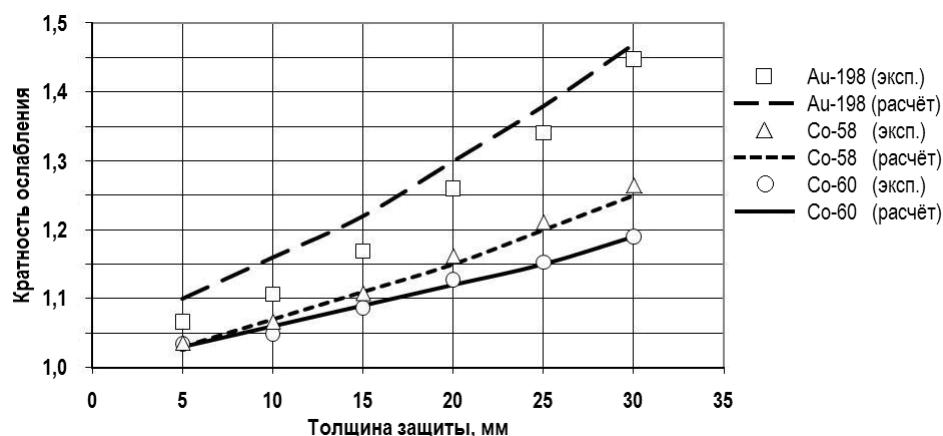


Рис. 1. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-01 с наполнителем BaSO_4 50%

Алгоритм определения оптимального состава гомогенных РЗМ с заданными ослабляющими свойствами включает в себя исследование изотопного состава радиоактивных загрязнений для определения энергетического спектра излучения. С учетом данных по трудозатратам на отдельные операции производится планирование

дозовых затрат персонала. Выявляются места рабочей зоны, для которых требуется экранирование. Вводятся требования к характеристикам защитного материала (например, ограничения по толщине) и ограничения по облучаемости специалистов отдельных категорий (например, высококвалифицированных сварщиков, дефектоскопистов), следовательно, снижения мощности дозы несмотря на стоимость защитных мероприятий [4].

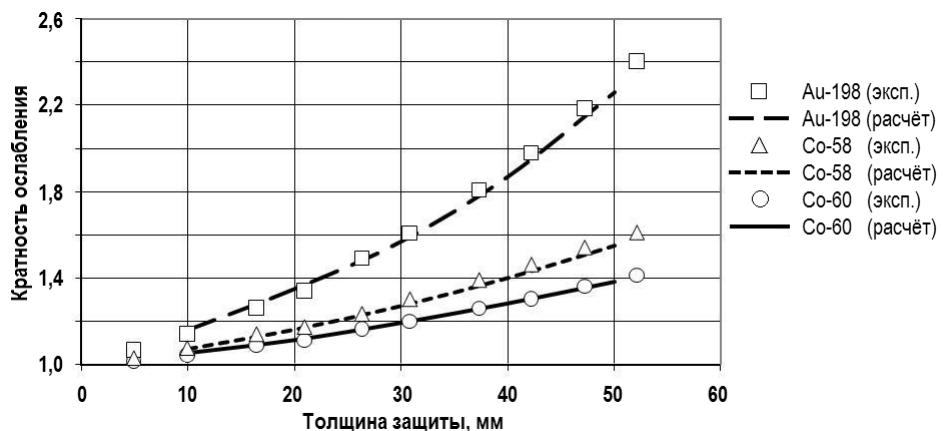


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис Р3нк-02 с наполнителем Pb 20%

На основании принципа ALARA (As Low As Reasonably Achievable – настолько низко насколько разумно достижимо) определяются оптимальная концентрация возможных наполнителей и толщина гомогенного защитного материала с использованием одного из методов, применяемых в рамках процедуры ALARA (например, анализа «затраты-выгода»). Эти методы основаны на использовании денежной стоимости единицы коллективной дозы (так называемой «величины альфа» или «денежной стоимости человека-зиверта»), которая представляет собой «размер денежной суммы, затрачиваемой в целях предотвращения одной единицы коллективной дозы» [5].

В ряде случаев при планировании используется концепция предельно допустимых доз (ПДД). На основании необходимой кратности ослабления мощности дозы γ -излучения в отдельных точках рабочей зоны и ограничений по толщине экранирующего материала производится определение необходимой концентрации возможных наполнителей и сравнение стоимости защитных материалов.

Наличие в составе защитного материала Абрис РЗ легких химических элементов в сочетании с тяжелым наполнителем позволяет прогнозировать возможность использования данного материала для защиты от смешанного нейтронного и γ -излучения. В настоящее время ведутся работы по расчетному обоснованию оптимального состава и экспериментальному исследованию защитных свойств гомогенных материалов по отношению к нейтронному излучению [6].

В результате проведения комплекса исследований были получены расчетные зависимости коэффициентов ослабления излучения, создаваемого характерными для различных ситуаций радиоактивными источниками, для различных составов и толщин РЗМ. Эти данные являются исходными для оптимизации защиты. В качестве примера на рис. 3 приведены данные по толщине и стоимости РЗМ для пятикратного ослабления мощности дозы излучения от цезия-137.

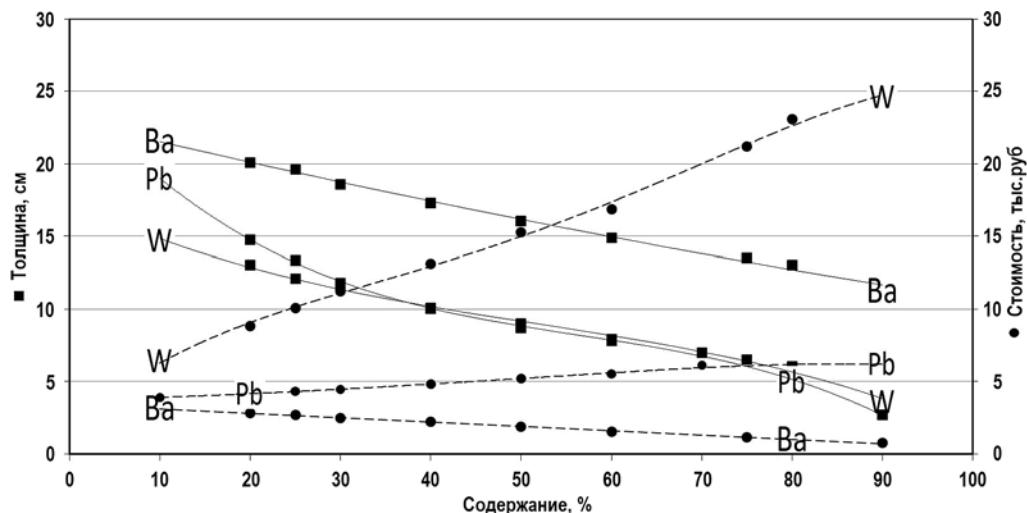


Рис. 3. Зависимости толщины и стоимости РЗМ от концентрации наполнителей (барита, свинца и вольфрама), обеспечивающих пятикратное ослабление мощности дозы излучения, создаваемого ^{137}Cs

ВЫВОДЫ

- Проектирование состава гомогенных РЗМ имеет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты.
- Как следует из сравнения результатов проведенного исследования коэффициентов ослабления мощности дозы γ -излучения гомогенными защитными материалами марки Абрис в зависимости от состава и толщины, отличие экспериментальных данных от значений, полученных расчетным методом, не превышает 5%.
- Технология производства гомогенных РЗМ типа Абрис позволяет обеспечивать требуемые защитные свойства для конкретных условий облучения (состава радиоактивных загрязнений).

Работа выполнена при частичной поддержке Гранта РФФИ 13-08-00643.

Литература

- Русских И.М., Селезнев Е.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экспериментально-теоретическое исследование органометаллических радиационно-защитных материалов, адаптированных к источникам излучения со сложным изотопным составом // Ядерная физика и инжиниринг, 2014. Том 5, №5. С.449-455
- Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Булатов В.И., Шастин А.Г. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1. – С.55-60.
- Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55.
- Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения органометаллических композиций // Ядерная и радиационная безопасность. № 3 (77). 2015. С. 17-24.
- Оптимизация радиационной защиты при контроле облучения персонала/ Серия докладов по безопасности, № 21. МАГАТЭ. Вена, 2003.
- Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф. Исследование гомогенных защит от нейтронного излучения / Сб. тез. докл. XIV Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2015». Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2015. С. 263-266.

Поступила в редакцию 03.12.2015 г.

Авторы

Ташлыков Олег Леонидович, доцент, кандидат техн. наук

E-mail: otashlykov@list.ru

Шекlein Сергей Евгеньевич, профессор, доктор техн. наук

E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Лукьяненко Вера Юрьевна, студентка

E-mail: vera-lukyanenko@mail.ru

Михайлова Алина Фёдоровна – студентка

E-mail: atomchiki@list.ru

Русских Иван Михайлович, главный инженер

E-mail: ivan_russkikh1982@mail.ru

Селезнёв Евгений Николаевич, главный инженер

E-mail: evgenselez@mail.ru

Козлов Андрей Владиславович, ведущий инженер-физик

E-mail: t53031@mail.ru

UDC 621.039

THE OPTIMIZATION OF RADIATION PROTECTION COMPOSITION

Tashlykov O.L.*, Shcheklein S.E.*, Luk'yanenko V.Y.*, Mikhajlova A.F.*,

Russkikh I.M.**, Seleznyov E.N.**, Kozlov A.V.**

*Ural Federal University n.a. the first President of Russia B.N.Yeltsin

19, Mira st., Yekaterinburg, 620002 Russia

**JSC «Institute of Nuclear Materials»

Zarechny, Sverdlovsk reg., 624250, Russia

ABSTRACT

The aim of this work is to develop an algorithm of design of homogeneous composition of the radiation protective materials (RPM) for the optimization of radiation protection. Used for the investigation were the homogeneous radiation protective materials such as Abris, the production technology of which allows to obtain the desired concentration of fillers. The estimation of weakening ability of radiation protective material containing from 20 to 80% of barite, lead, tungsten, was carried out using high-precision calculation codes. To verify the results of calculations the experimental study of protective properties of Abris material with different concentrations of filling was carried out. Five sources of gamma radiation (^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na) with characteristic energies of radiation were produced in IVV-2M research reactor for the experiment. A specially designed experimental installation and measuring device DKS-AT1123 were used.

As a result of the research it was obtained the calculated dependency of radiation weakening coefficient for specific for different cases radioactive sources for the various compositions and thicknesses of the RPM. These data become initial for the optimization of radiation protection.

Conclusions.

1. The design of RPM of homogeneous composition has considerable potential in the implementation of the radiation protection optimization principle.

2. A comparison of the results of conducted studies of the gamma radiation dose weakening coefficient with homogeneous radiation protective materials of Abris RZ type depending on the composition and thickness showed that the difference between the experimental data and the values obtained by calculation does not exceed 5%.

3. The technology of production of Abris type homogeneous PRM allows to provide the required protective properties for the specific exposure conditions (composition of radioactive pollution).

Key words: radiation protection optimization, homogenous radiation protective material, frequency rate of weakening, research nuclear reactor.

REFERENCES

1. Russkikh I.M., Seleznev E.N., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Eksperimentalno-teoreticheskoe issledovanie organometallicheskikh radiacionno-zashhitnyh materialov, adaptirovannykh k istochnikam izlucheniya so slozhnym izotopnym sostavom [Experimental and theoretical research the organometallics of the radiation protective materials adapted for radiation sources with difficult isotope structure]. *Yadernaya fizika i inzhiniring*. 2014, v. 5, no. 5, pp. 449–455 (in Russian).
2. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Bulatov V.I., Shastin A.G. O probleme snizheniya dozovyh zatrata personala AES [About a problem of decrease in dose expenses of the NPP personnel]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 1, pp. 55–60 (in Russian).
3. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Chomjakov A.P., Russkikh I.M., Seleznev E.N. Eksperimentalnoe issledovanie zaschit ot gamma-izlucheniya organometallicheskikh kompozicij [Experimental Research Protection against Gamma Radiation of Organic and Metallic Compositions]. *Global'naya yadernaya bezopastost'*. 2015, no. 2 (15), pp. 49–55 (in Russian).
4. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Chomjakov A.P., Russkikh I.M., Seleznev E.N. Raschyotno-eksperimentalnoe issledovanie gomogennyh zaschit ot gamma-izlucheniya [Numerical and experimental research of homogenous protection against gamma radiation]. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost'*. 2015, no. 3 (77), pp. 17–24 (in Russian).
5. The radiation protection optimization when personnel training monitoring. Safety Report Series, № 21. IAEA. Vienna, 2003.
6. Russkikh I.M., Seleznev E.N., Kozlov A. V., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Lukyanenko V.Y., Mikhailova A.F. The investigation of homogeneous protection from neutron radiation // XIV International Conference «NPP Safety and Personell training – 2015»: Abstracts. Obninsk. IATE NIYaU MIFI Publ. 2015, pp. 263–266 (in Russian).

Authors

Tashlykov Oleg Leonidovich, Associate professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: otashlykov@list.ru

Shcheklein Sergej Evgen'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Luk'yanenko Vera Yur'evna, Student
E-mail: vera-lukyanenko@mail.ru

Mikhailova Alina Fyodorovna, Student
E-mail: atomchiki@list.ru

Russkikh Ivan Mihajlovich, Chief Engineer
E-mail: ivan_russkikh1982@mail.ru

Seleznyov Evgenij Nikolaevich, Chief Engineer
E-mail: evgenselez@mail.ru

Kozlov Andrej Vladislavovich, Leading Engineer-Physicist
E-mail: t53031@mail.ru

МОНИТОРИНГ ТЕМПЕРАТУРЫ ВНУТРИКАНАЛЬНОГО РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ С ПОМОЩЬЮ АНАЛИЗА СТРУКТУРЫ ГРАФИТОПОДОБНОГО НИТРИДА БОРА

Е.И. Исаев*, В.А. Степанов*, П.А. Степанов*,**

* *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1.*

** *Обнинское научно-производственное предприятие «Технология» им. А.Г. Ромашина
249031, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 15*



Показана возможность определения температуры внутриканального облучения с помощью однократного анализа структуры облученной керамики из нитрида бора без трудоемкой стадии исследований, включающей пострадиационные отжиги. Это связано с тем, что в нанокристаллическом графитоподобном керамическом нитриде бора при высокодозных радиационных нагрузках могут возникать стационарные структурные состояния, зависящие от температуры и не зависящие от дозы облучения. Получена температурная зависимость положения рентгеновской линии (002) радиационно-индуцированной стационарной структуры керамики. С помощью этой зависимости можно определять температуру в быстром реакторе в диапазоне 690 – 1870 К. С помощью рентгеноструктурного анализа установлено, что реакционно-спеченная керамика из нитрида бора в исходном и облученном состояниях содержит две структурные компоненты. Первая соответствует бездефектным гексагональной и ромбоздрической структурам. Смещения рентгеновской линии связаны со второй компонентой, нанокристаллиты которой содержат значительные микродеформации, стабилизированные скоплениями вакансационных дисков.

Ключевые слова: реакторное облучение, мониторы температуры, структурные исследования.

ВВЕДЕНИЕ

При разработках и эксплуатации новых перспективных ядерных установок, когда дозы превышают 10^{22} нейtron/ см^2 , а температуры поднимаются выше 700 К, часто не удается использовать прямые методы определения температуры элементов устройств. Это связано с тем, что свойства температурных датчиков претерпевают значительные радиационные изменения, и их показания оказываются недостоверными. В [1] был предложен метод определения температуры в условиях реакторного облучения по анализу радиационно-индуцированных изменений структуры материалов. Метод основан на том, что при радиационных воздействиях в материалах накапливаются лишь те повреждения, которые стабильны в условиях облуче-

© Е.И. Исаев, В.А. Степанов, П.А. Степанов, 2015

ния и отжигаются при температурах, превышающих температуру испытаний или эксплуатации. По началу изменения некоторой структурно-чувствительной физической характеристики материала-монитора с увеличением температуры пострадиационного отжига имеется возможность определения температуры облучения.

К материалу-монитору предъявляются особые требования. Он должен характеризоваться широким температурным интервалом, в котором под действием радиационного облучения происходят значительные надежно фиксируемые изменения структуры. В [1] было предложено использовать высокотемпературные диэлектрические оксидные, нитридные и карбидные материалы, в которых температуры отжига радиационных структурных повреждений простираются вплоть до температур плавления (выше 2000 К). Была установлена принципиальная возможность определения температуры в быстром реакторе с помощью проведения серии последовательных отжигов и анализа структуры облученных материалов из BN.

В работе показано, что в нанокристаллическом графитоподобном керамическом нитриде бора при высокодозных радиационных нагрузках могут возникать стационарные структурные состояния, зависящие от температуры и не зависящие от дозы облучения. Это позволяет определять температуру внутриканального облучения с помощью одного анализа структуры облученной керамики BN без трудоемкой стадии исследований, включающей в себя пострадиационные отжиги.

ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДА

В результате облучения быстрыми нейtronами или ионами в материалах образуются каскады атом-атомных соударений. В зависимости от энергии первично выбитого атома (ПВА), температуры и типа материала каскад представляет собой либо совокупность небольших областей пар Френкеля, либо компактную область, в которой вся энергия ПВА расходуется на ионизацию среды и смещения атомов. Эффективность возникновения плотных высокоэнергетичных каскадов при облучении быстрыми нейтронами составляет $\eta \sim 3 - 4\%$ и, как показывают расчеты [2] и оценки на основе измерений интенсивности свечения каскадов [3], средний размер каскадной области составляет $d \sim 6 - 7$ нм и включает $10^4 - 10^5$ атомов. На временах до 10^{-11} с вся энергия плотного каскада (до 100 кэВ, более 1 эВ/атом) сосредоточена в нем, после чего на границе области возникают давления до 10^{11} Па ($\sim E_{\text{каскада}}/d^3$), и в компактной сплошной среде большая часть энергии уносится волнами деформации [3]. В результате происходит пластическая деформация областей материала, значительно превосходящих размер каскада. Поэтому повреждения структуры связаны не только со структурной релаксацией внутри каскадных областей, но и с пластической деформацией вне каскадов. С ростом дозы облучения происходит непрерывное увеличение повреждаемости материала в результате пластической деформации в условиях избыточного содержания радиационных точечных дефектов вплоть до разрушения материала, проявляющегося в явлении распухания.

В керамиках упругое дальнодействие отсутствует. Структурные изменения происходят только в пределах отдельных зерен-кристаллитов. Если размеры зерен керамики сравнимы с размерами каскадов, повреждаемость связана только с процессами внутри каскадных областей. Можно определить дозу насыщения, при которой плотные каскады полностью покрывают весь объем, и выше которой изменений структуры при отсутствии упругого дальнодействия уже не происходит:

$$D \approx 1 / (d^3 \eta \sigma N), \quad (1)$$

где η – эффективность возникновения плотных высокоэнергетичных каскадов;

σ – сечение упругого взаимодействия нейтрона с атомами материала; N – концентрация атомов. Для многих материалов доза насыщения превышает 10^{20} нейtron/ см^2 .

Такие оценки справедливы в том случае, если наноразмерная зеренная структура остается стабильной в условиях высокодозного облучения. К материалам с равновесной стабильной наноструктурой, в которых размеры зерен-кристаллитов всегда находятся в нанометровом диапазоне, относятся материалы на основе BN. В силу сильной анизотропии связей между атомами в базисной плоскости и между плотноупакованными слоями (энергии связей отличаются в 100 раз [4,5]) существует термодинамическое ограничение на размеры кристаллов графитоподобного BN – до 1 мкм вдоль базисной плоскости. При превышении этого размера резко увеличивается вероятность образования дефектов, которые разрушают кристаллит. Материалы из нитрида бора получают горячим прессованием, реакционным спеканием [6] и пиролитическим синтезом [7]. Эти материалы состоят из разностных зерен-кристаллитов с размерами вдоль базисной плоскости от 50 до 1000 нм, а в поперечнике – до нескольких нанометров [6, 8].

При облучении быстрыми нейтронами наноструктурированных керамик помимо процессов повреждения структуры происходят явления, приводящие к ее восстановлению. При нанометровых размерах зерен, содержащих до 10^6 атомов, в условиях так называемого теплового пика каскада атомных смещений температура всего зерна может подниматься до температуры плавления. Это связано с тем, что теплопередача на границах между зернами затруднена. Можно показать, что в зернах BN с размерами 10 – 100 нм вдоль базисной плоскости и толщиной 1 – 10 нм температура всего объема на стадии теплового пика каскада может достигать температуры плавления 3000 К. Выше дозы насыщения (1) радиационная деградация компенсируется восстановлением структуры в тепловых пиках. Возникает стационарная наноструктура керамики.

Для получения корреляционной зависимости между возникающей стационарной структурой графитоподобного BN и температурой облучения использовали керамику, полученную реакционным спеканием путем отжига в атмосфере азота спрессованной смеси порошков бора и турбостратного нитрида бора (ОНПП «Технология» [6]). Керамика состояла из зерен-кристаллитов с размером вдоль базисной плоскости 100 – 1000 нм. Образцы были подвергнуты облучению в быстром реакторе БР-10 (ГНЦ РФ-ФЭИ) с превышающей пороговую дозой $D = 1,5 \cdot 10^{21}$ нейtron/ см^2 ($E > 0,1$ МэВ) при температуре 690 К в атмосфере аргона. После облучения была проведена серия отжигов (до 1870 К) в вакууме $\sim 10^{-3}$ мм рт.ст. Рентгеновские спектры образцов нитрида бора получали с использованием излучения Си- K_{α} на дифрактометре ДРОН-2 в режиме непрерывной записи. Структурные изменения фиксировались по положению основной линии (002) на рентгеновских дифрактограммах.

Зависимость положения рентгеновского максимума (002) от температуры отжига показана на рис. 1. Облучение в реакторе при 690 К приводило к значительному смещению (на 0,6 градуса) максимума линии (002) в область малых углов. С увеличением температуры смещение уменьшается. Зависимость состоит из двух линейных участков на интервалах от 690 до 1100 К и от 1300 до 1870 К, причем наклон второго участка в три раза меньше первого. Видно, что во всем интервале температур существует однозначная корреляция между температурой и положением рентгеновского максимума (002). Значительные смещения рентгеновской линии обусловлены особенностями строения дефектов кристаллической структуры графитоподобного BN, которые стабилизируют наноструктурное состояние керамики.

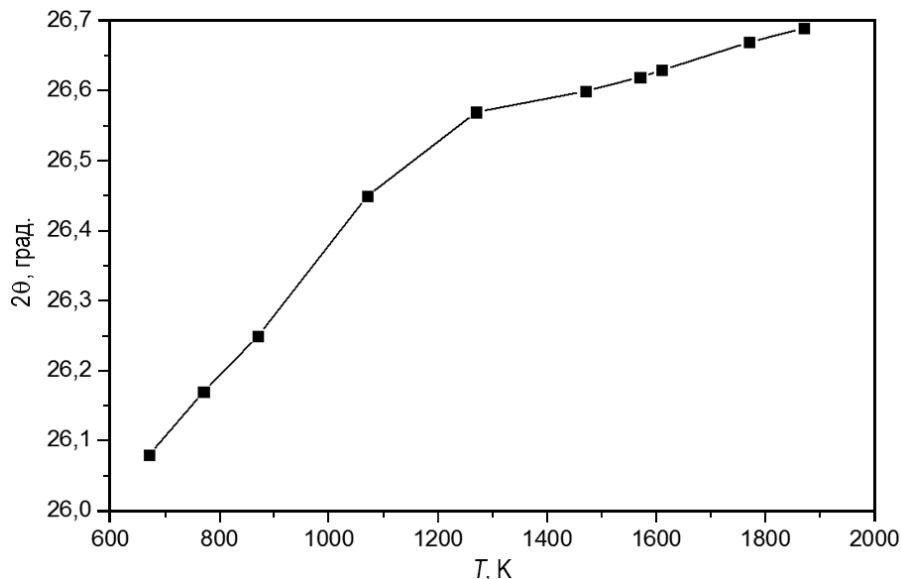


Рис.1. Зависимость положения максимума рентгеновской линии (002) от температуры отжига облученного ($1\cdot10^{21}$ нейtron/ см^2 , $E>0,1$ МэВ) в реакторе керамического BN

ДЕФЕКТЫ КРИСТАЛЛИЧЕСКОГО СТРОЕНИЯ И РЕАЛЬНАЯ СТРУКТУРА ГРАФИТОПОДОБНОГО BN

К основным дефектам структуры графитоподобного BN относятся планарные дефекты упаковки (укладки гексагональных базисных плоскостей) и вакансационные диски. С дефектами упаковки связана основная особенность графитоподобного BN, заключающаяся в наличии изоморфных фаз с различающимися межплоскостными расстояниями. Изоморфные структуры можно представить изменениями последовательности правильной укладки базисных плоскостей гексагональной фазы и появлением дефектов упаковки, по сути, являющихся фрагментами ромбоэдрической фазы. Различные фазы могут когерентно сочленяться в пределах одного кристаллита. Дефект укладки чередования базисных гексагональных плоскостей представляет собой слой, смещенный в плоскости базиса, в правильной последовательности гексагональных слоев (AA'AA'AA'). Фрагмент структуры (AB) – дефект укладки гексагональной фазы – является, по сути, фрагментом структуры ромбоэдрической фазы нитрида бора с укладкой слоев (ABCABC) (рис. 2).

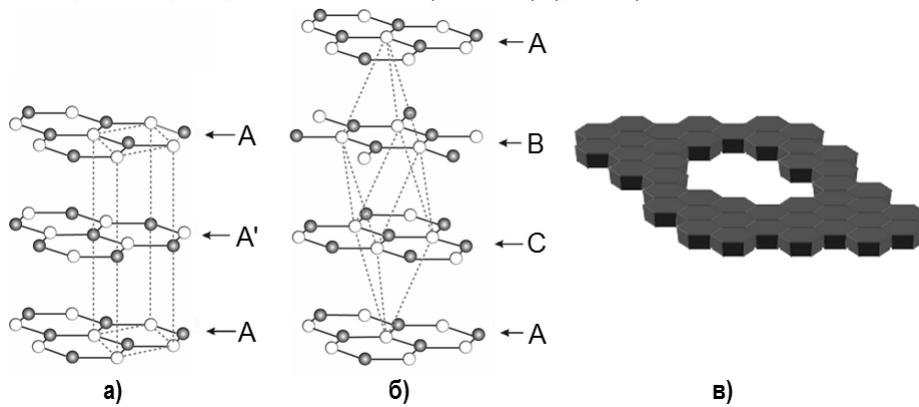


Рис. 2. Кристаллическая структура графитоподобного BN: а) – гексагонального; б) – ромбоэдрического; в) – вакансийный диск в базисной гексагональной плоскости

В силу сильной анизотропии связей в графитоподобных структурах и высокой энергии образования одиночной вакансии наиболее предпочтительно образование не отдельных вакансий, а их скоплений в базисных плоскостях, т.е. вакансационных дисков. Наличие в структуре BN вакансационных дисков подтверждается данными ИК-спектроскопии [9]. Вакансационный диск в графитоподобной структуре BN является подвижным дефектом, который может перемещаться как в плоскости (001), так и в направлении <001>. Его можно рассматривать как «носитель» пластичности структуры. В структуре BN вакансационный диск является доминирующим дефектным комплексом (рис. 2 в). На электронно-микроскопических изображениях такие комплексы имеют контраст дислокационных петель размером до 100 нм [10].

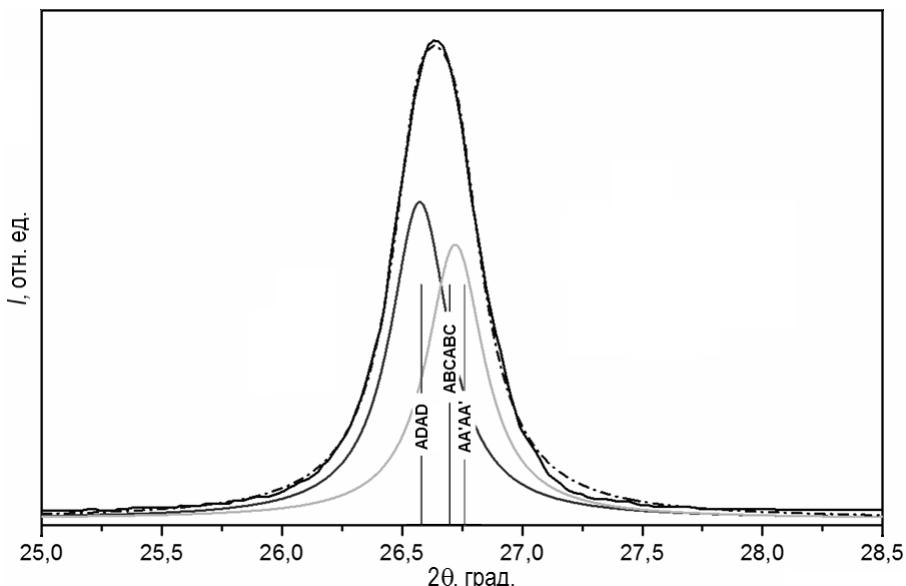


Рис. 3. Разложение рентгеновского максимума (002) керамического графитоподобного BN. Линии соответствуют положениям максимума для структур с различной укладкой базисных плоскостей.

На рисунке 3 показан результат аппроксимации рентгеновского максимума (002) исходной керамики BN с использованием контура Лоренца:

$$L(2\theta) = L_0 + 2A / \pi \cdot \{\gamma / [4(2\theta - 2\theta_c)^2 + \gamma^2]\}, \quad (2)$$

в котором положение $2\theta_c$ и ширина γ – варьируемые параметры, а L_0 и A зависят от фона и интенсивности линий.

Аппроксимация приводит к разложению на две компоненты. Одна из компонент, как видно из рис. 3, огибает линии, соответствующие положениям максимума (002) для структур с ромбоэдрической ABCABC и гексагональной AA'AA' модификациями нитрида бора с межплоскостными расстояниями 0,3331 и 0,3337 нм соответственно. Вторая компонента может быть связана с гипотетической структурой ADAD. Однако возможность реализации такой структуры экспериментально не доказана. Смещенную в область малых углов компоненту линии (002) можно связывать с микродеформациями кристаллитов. Скопления вакансационных дисков благодаря растягивающим напряжениям вокруг каждого из них стабилизируют деформации кристаллитов BN. Можно полагать, что неравномерные скопления вакансационных дисков образуются в процессе синтеза. Из-за различия модулей упругости графитоподобного BN на сжатие и растяжение в направлении (002) вместо однородного уширения рентгеновской линии происходит ее сдвиг.

РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЙ АНАЛИЗ ОБЛУЧЕННОГО КЕРАМИЧЕСКОГО BN

Сдвиг максимума рентгеновской линии (002) керамического BN после облучения в реакторе сопровождается изменением ее формы. На рисунке 4 показаны формы рентгеновского максимума (002) керамического BN после реакторного облучения и отжигов при различных температурах. Линии хорошо аппроксимируются двумя лоренцевыми контурами, положение одного из которых (1) остается неподвижным при всех температурах, а другого (2) – меняется как в меньшие, так и в большие углы.

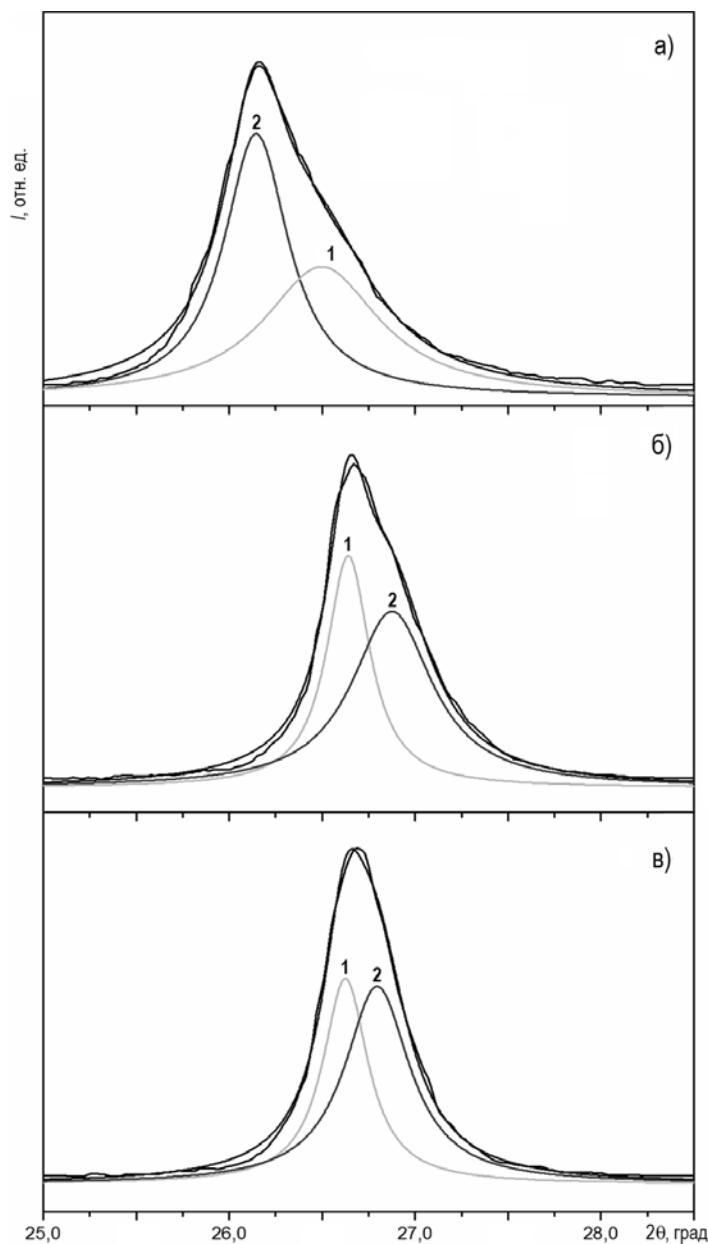


Рис. 4. Форма и разложение рентгеновского максимума (002) керамического BN после реакторного облучения и отжигов при а) 770 К; б) 1770 К; в) 1870 К

Неподвижная компонента, как было указано, соответствует ромбоэдрической и гекса-

гональной фазам. Вторая подвижная компонента из-за сильного смещения не может соответствовать структурам с дефектами упаковки или структуре какой-либо изоморфной фазы. Вероятнее всего, она связана с микронапряжениями и микродеформациями, которые стабилизируются образующимися при облучении скоплениями вакансационных дисков. Эта компонента с увеличением температуры более 1770 К смещается к углам, соответствующим межплоскостным расстояниям, меньшим, чем возможные в идеальной равновесной гексагональной структуре нитрида бора. Такое уменьшение межплоскостного расстояния можно объяснить переходом к однородному распределению вакансационных дисков в объеме, которое приводит к изотропному сжатию кристаллитов.

После реакторного облучения на дифрактограммах появляется линия (102), отсутствующая в спектре исходного материала (рис. 5). Это свидетельствует о структурном упорядочении материала. Интенсивность рентгеновской линии (101) возратилась после облучения и продолжала расти с увеличением температуры отжига. На рентгенограммах отожженных образцов также видно уменьшение ширины линии (100). Изменения положения и формы линии (004) аналогичны изменениям линии (002). Такие изменения необходимо связывать с рекристаллизацией и укрупнением мелких кристаллитов в процессе формирования радиационно-индукционного стационарного наноструктурного состояния керамики.

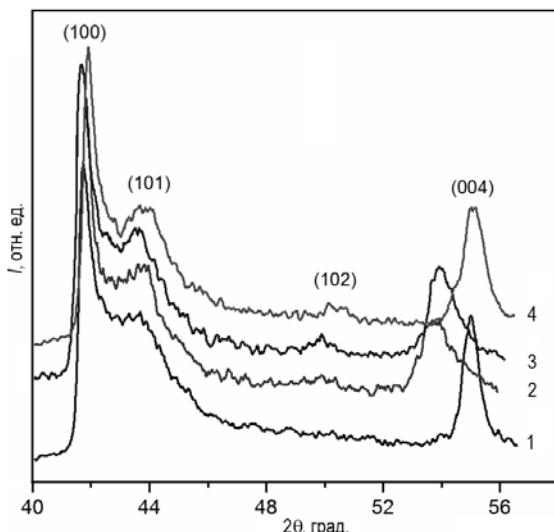


Рис. 5. Рентгеновские дифрактограммы керамического BN: 1 – исходного; 2 – после реакторного облучения; 3 – после облучения и отжига при 770 К; 4 – после облучения и отжига при 1770 К; 5 – после облучения и отжига при 1870 К

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В нанокристаллическом графитоподобном керамическом нитриде бора при реакторном облучении с дозой выше 10^{20} нейtron/ cm^2 ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) возникают стационарные структурные состояния, зависящие от температуры и не зависящие от дозы облучения. Получена температурная зависимость положения рентгеновской линии (002) радиационно-индукционной стационарной структуры керамики BN, с помощью которой можно определять температуру в быстром реакторе в диапазоне 690 – 1870 К.

Анализ формы рентгеновской линии (002) показал, что керамика BN в исходном и облученном состояниях содержит, как минимум, две структурные компоненты. Первая соответствует бездефектным гексагональной и ромбоэдрической структурам.

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Смещения рентгеновской линии связаны со второй компонентой, нанокристаллиты которой содержат значительные микродеформации, стабилизированные скоплениями вакансационных дисков различного происхождения.

Литература

1. Степанов В.А., Исаев Е.И., Крюкова Л.М., Плаксин О.А., Степанов П.А., Чернов В.М. Диэлектрические мониторы условий высокодозного и высокотемпературного реакторного облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2015. №1. С. 76-86.
2. Кирсанов В.В., Суворов А.Л., Трушин Ю.В. Процессы радиационного дефектообразования в металлах. – М.: Энергоатомиздат. 1985. 272 с.
3. Степанов В.А. Свечение каскадов атом-атомных соударений в кварцевых волокнах // ВАНТ. Сер.: Материаловедение и новые материалы. 2006. Вып. 1(66). С. 54-62.
4. Douglas R., Pisani C., Rortti C. Exact-exchange Hartree-Fock calculations for periodic systems. 2. Results for graphite and hexagonal BN// Int. J. Quant. Chem. 1980. V.17. №3. PP. 517-529.
5. Даниленко В.М., Курдюмов А.В., Мейке А.В. Энергия межслоевого взаимодействия и относительная стабильность различных кристаллографических модификаций графитоподобного нитрида бора // Порошковая металлургия. 1981. №6. С.87-91.
6. Русанова Л.Н., Горчакова Л.И. Спекание порошков нитрида бора турбостратной структуры // Порошковая металлургия. 1989. № 2. С. 38-42.
7. Дедков В.С., Иванов Ю.С., Лопатин В.В., Шарупин Б.Н. Особенности строения пиролитического нитрида бора // Кристаллография. 1993. Т.38. N2. С. 217-221.
8. Дедков В.С., Иванов Ю.С., Лопатин В.В. Надкристаллитные квазикристаллические образования в нитриде бора // Физика твердого тела. 1995. Т.37. N2. С.297-304.
9. Перфилов С.А., Степанов В.А., Русанова Л.Н., Кузнецова В.Ф. Исследование графитоподобного нитрида бора методом ИК-спектроскопии // Порошковая металлургия. 1991. N2. С.72-73.
10. Курдюмов А.В., Островская Н.Ф., Пилянкевич А.Н., Францевич И.Н. Электронно-оптическое исследование продуктов ударного сжатия нитрида бора / Доклады Академии наук. 1974. Т. 215. №4. С. 836-838.

Поступила в редакцию 20.11.2015 г.

Авторы

Исаев Евгений Игоревич, инженер
E-mail: e.isaev87@gmail.com

Степанов Владимир Александрович, зав.кафедрой, доктор физ.-мат.наук
E-mail: stepanov@iate.obninsk.ru

Степанов Петр Александрович, зав. лабораторией, доцент, канд. физ.-мат.наук
E-mail: pstep@mail.ru

UDC 621.039.53; 537.9

THE TEMPERATURE MONITORING DURING THE REACTOR CORE MATERIAL IRRADIATION BY ANALYZING THE STRUCTURE OF GRAPHITE-LIKE BORON NITRIDE

Isaev E.I.*, Stepanov V.A.*, Stepanov P.A.*,**

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University «MEPhI».

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** ORPE «Technologiya».

15, Kievskoe highway, Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

ABSTRACT

The materials and components of the advanced nuclear devices are exposed to high dose and high temperature irradiation. In these conditions it is impossible to use methods of the direct temperature determination. Previously a method of reactor temperature determining by analyzing of radiation-induced structure changes in materials was proposed. It was proposed to use high temperature dielectric oxide, nitride and carbide materials as monitors. The possibility of determining the fast reactor temperature by using a series of annealing and analysis of the structure of irradiated boron nitride materials was shown.

In this work it is shown that the reactor temperature determining using a single analysis of the structure of irradiated boron nitride ceramic without time-consuming stage of the post-radiation annealing research is possible. The stationary nanostructural state of boron nitride ceramic occur under high-dose radiation. Such structures depend on the temperature and do not depend on the dose. The temperature dependence of the X-ray line (002) position of radiation-induced stationary phase is obtained. Using this dependence one can determine the temperature in the fast reactor in the range 690-1870 K.

It is shown that the boron nitride ceramic boron contains two structural components. The first component corresponds to a defect-free hexagonal and rhombohedral structures. The second component is strongly deformed nano-crystallites, which contain clusters of vacancy discs. Shifting of X-lines associated with the second component.

Key words: reactor irradiation, temperature monitor, structural studies.

REFERENCES

1. Stepanov V.A., Isaev E.I., Kryukova L.M., Plaksin O.A., Stepanov P.A., Chernov V.M. Dielectricheskie monitory usloviy vysokodozognogo i vysokotemperaturnogo reaktornogo oblucheniya. *Yadernaya energetika*. 2015, no. 1, pp. 76-86 (in Russian).
2. Kirsanov V.V., Suvorov A.L., Trushin Yu.V. Protsessy radiatsyonnogo defektoobrazovaniya v metallah.- Moskva.: Energoatomizdat. 1985. 272 p. (in Russian).
3. Stepanov V.A. Svecheniye kaskadov atom-atomnyh soudarenii v kvartsevyh voloknah. *VANT Materialovedenie i novye materialy*. 2006, iss. 1(66), pp. 54-62 (in Russian).
4. Douglas R., Pisani C., Rortti C. Exact-exchange Hartree-Fock calculations for periodic systems. 2. Results for graphite and hexagonal BN. *Int. J. Quant. Chem.* 1980, v. 17, no. 3, pp. 517-529.
5. Danilenko V.M., Kurdyumov A.V., Meike A.V. Enerdiya mejsloyevogo vzaimodeistviya i otnositelnaya stabilnost razlichnyh kristallograficheskikh modifikatsyi grafitopodobnogo nitride bora. *Poroshkovaya metallurgiya*. 1981, no. 6, pp. 87-91 (in Russian).
6. Rusanova L.N., Gorchakova L.I. Spekaniye poroshkov nitride bora turbostratnoi struktury. *Poroshkovaya metallurgiya*. 1989, no. 2, pp. 38-42 (in Russian).

7. Dedkov V.S., Ivanov Yu.S., Lopatin V.V., Sharupin B.N. Osobennosti stroyeniya piroliticheskogo nitride bora. *Kristallografiya*. 1993, v. 38, no. 2, pp. 217-221 (in Russian).
8. Dedkov V.S., Ivanov Yu.S., Lopatin V.V. Nadkristallitnye kvazikristallichesskiye obrazovaniya v nitride bora. *Fizika tverdogo tela*. 1995, v. 37, no. 2, pp. 297-304 (in Russian).
9. Perfilov S.A., Stepanov V.A., Rusanova L.N., Kuznetsova V.F. Issledovaniye grafitipodobnogo nitrida bora metodom IK-spektroskopii. *Poroshkovaya metallurgiya*. 1991, no. 2, pp. 72-73 (in Russian).
10. Kurdumov A.V., Ostrovskaya N.F., Piljankevich A.N., Frantsevich I.N. Electronno-optocheskoe issledovanie produktov udarnogo cztia nitride bora. *Doklady akademii nauk*. 1974, v. 215, no. 4, pp. 836-838 (in Russian).

Authors

Isaev Evgenij Igorevich, Engineer

E-mail: e.isaev87@gmail.com

Stepanov Vladimir Aleksandrovich, Head of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: stepanov@iate.obninsk.ru

Stepanov Pyotr Aleksandrovich, Head of Laboratory, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: pstep@mail.ru

РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННОЕ НАНОСТРУКТУРИРОВАНИЕ АМОРФНОГО СПЛАВА

И.А. Антошина*, Р.К. Вишератин*, Г.Н. Елманов, В.А. Степанов***

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Методами дифференциальной сканирующей калориметрии, атомно-силовой и электронной микроскопии исследованы изменения структуры в металлических стеклах $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$ после облучения ионами Ar^+ с энергией 30 кэВ при температурах 100 – 300°С и пострадиационных отжигов до температуры 600°С. Показано, что облучение при температурах ниже температур кристаллизации (430 и 548°С) приводит к наноструктурированию металлического стекла. Наноструктура состоит из кластеров размером 20 – 40 нм, которые объединяются в зерна размером 100 – 150 нм. Наноструктура является результатом интенсивной пластической деформации, которая индуцируется ионным облучением и распространяется на глубину в десятки микрон, значительно превышающую проективный пробег ионов. Теплота кристаллизации такого стекла увеличивается на 30% по сравнению с теплотой кристаллизации исходного необлученного стекла. Радиационно-индукционное образование наноструктур сопровождается выделением в объеме стекла частиц метастабильных боридов Co_3B , которые исчезают с экзотермическим эффектом после пострадиационного отжига с возвратом в рентгеноаморфное состояние.

Ключевые слова: металлические стекла, ионное облучение, пластическая деформация, наноструктура.

ВВЕДЕНИЕ

Металлические стекла являются высокопрочными материалами с высокими упруго-пластическими характеристиками. Управляемая кристаллизация аморфных сплавов широко используется для создания наноструктурированных материалов. В зависимости от скорости нагрева, длительности и температуры изотермической выдержки металлических стекол можно получать нанокомпозиты с различным фазовым составом и в широком диапазоне масштабов структурирования [1,2]. Такие материалы могут применяться в оболочечных и топливных элементах ядерных реакторов благодаря их коррозионной стойкости и устойчивости к радиационному расщеплению [3].

В [3 – 6] обнаружено, что кристаллизация при радиационном воздействии качественно отличается от кристаллизации в условиях обычного отжига, и структура воз-

© И.А. Антошина, Р.К. Вишератин, Г.Н. Елманов, В.А. Степанов, 2015

никающих в аморфной матрице кластеров и кристаллитов не является равновесной. В работе методами дифференциальной сканирующей калориметрии (ДСК), атомно-силовой (АСМ) и электронной микроскопии (ЭМ) исследованы изменения структуры в металлических стеклах $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$ после ионного облучения и пострадиационных отжигов.

ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ СТЕКЛАХ ПОСЛЕ ИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Аморфные сплавы $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$, полученные спиннингованием, представляли собой ленты шириной 13 мм и толщиной 30 мкм. Все исходные образцы находились в рентгеноаморфном состоянии. При нагреве в сканирующем калориметре NETZCH 204F1 со скоростью 5 град/мин наблюдался двухступенчатый процесс структурной релаксации металлических стекол. На кривой ДСК (рис. 1, кривая 1) можно определить две температуры кристаллизации 430 и 548°C при отсутствии точки стеклования.

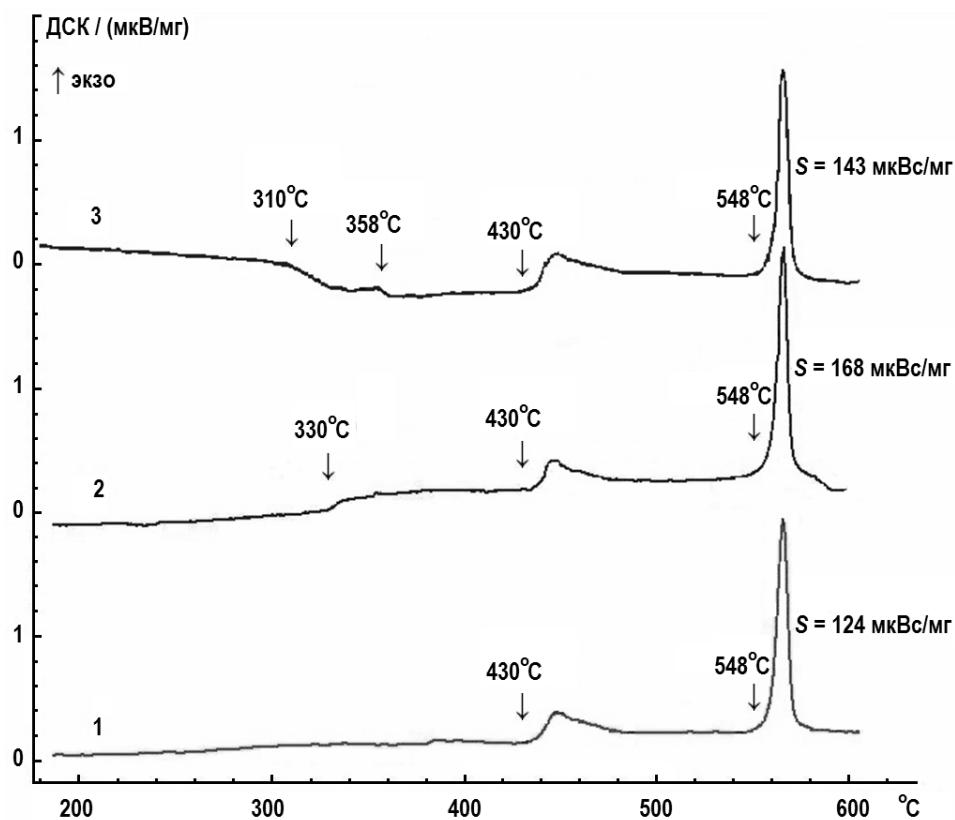


Рис. 1. ДСК аморфного сплава $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$: 1 – исходного; 2 – облученного ионами при 200°C; 3 – облученного ионами при 240°C (S – площадь пика (энталпия) кристаллизации)

Сплавы облучали ионами Ar^+ с энергией 30 кэВ и плотностью тока 50 мкА/см² до дозы $1.5 \cdot 10^{18}$ ион/см² при температурах 100 – 300°C. Изменения микроструктуры облученных стекол исследовали с помощью сканирующего мульти микроскопа СММ-2000 в режиме АСМ. На рисунке 2 показана пограничная область ионного облучения аморфного сплава $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$ при температуре 200°C. Видно, что облучение приводит к наноструктурированию металлического стекла. Наноструктура состоит из кластеров размером 20 – 40 нм, которые объединяются в зерна размером 100 – 150 нм

(рис. 3). Зерна на поверхности образуют рельеф виде параллельных полос, расстояние между которыми около 1 мкм.

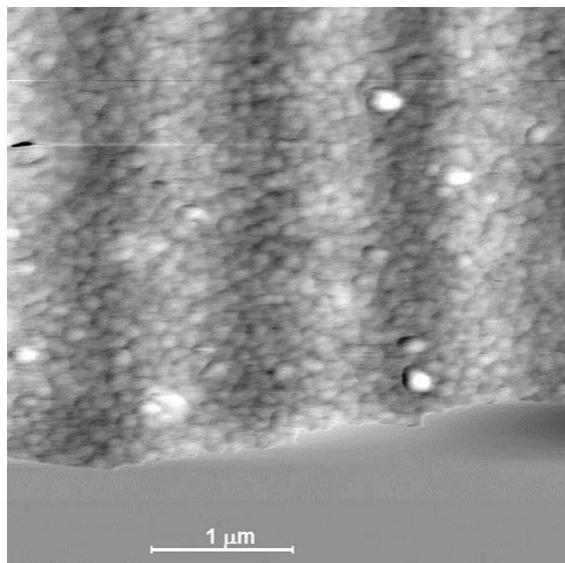


Рис. 2. Атомно-силовая микроскопия. Пограничная область ионного облучения аморфного сплава $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$

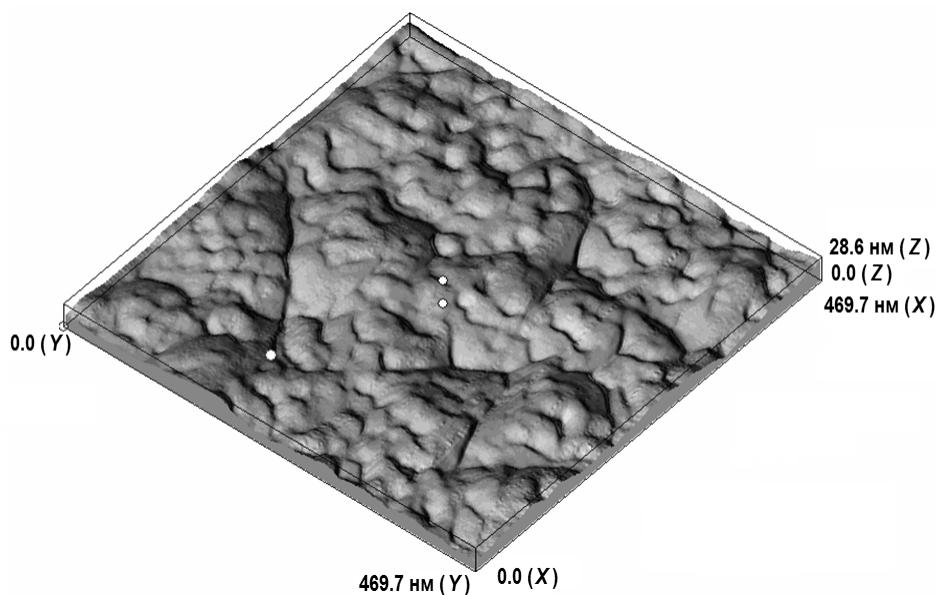


Рис. 3. Атомно-силовая микроскопия (3D). Наноструктура облученного аморфного сплава $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$.

На рисунке 4 представлены результаты ЭМ облученного сплава. На электронограмме на фоне гало видны рефлексы от частиц образовавшегося борида (Co_3B) и твердого раствора. На темнотпольном изображении частицы фазы Co_3B имеют характерную «полосчатую» структуру. Кроме них видны мелкие равномерно распределенные по аморфной матрице частицы неизвестной природы. Одновременно с этим на рентгеновских дифрактограммах на фоне гало аморфной фазы появились дифракционные пики кристаллических фаз – боридов CoB , Co_2B , Co_3B и твердого

раствора кобальта. О таких изменениях на рентгенограммах, свидетельствующих о радиационно-индукционном низкотемпературном выпадении кристаллических фаз, ранее сообщалось в [4].

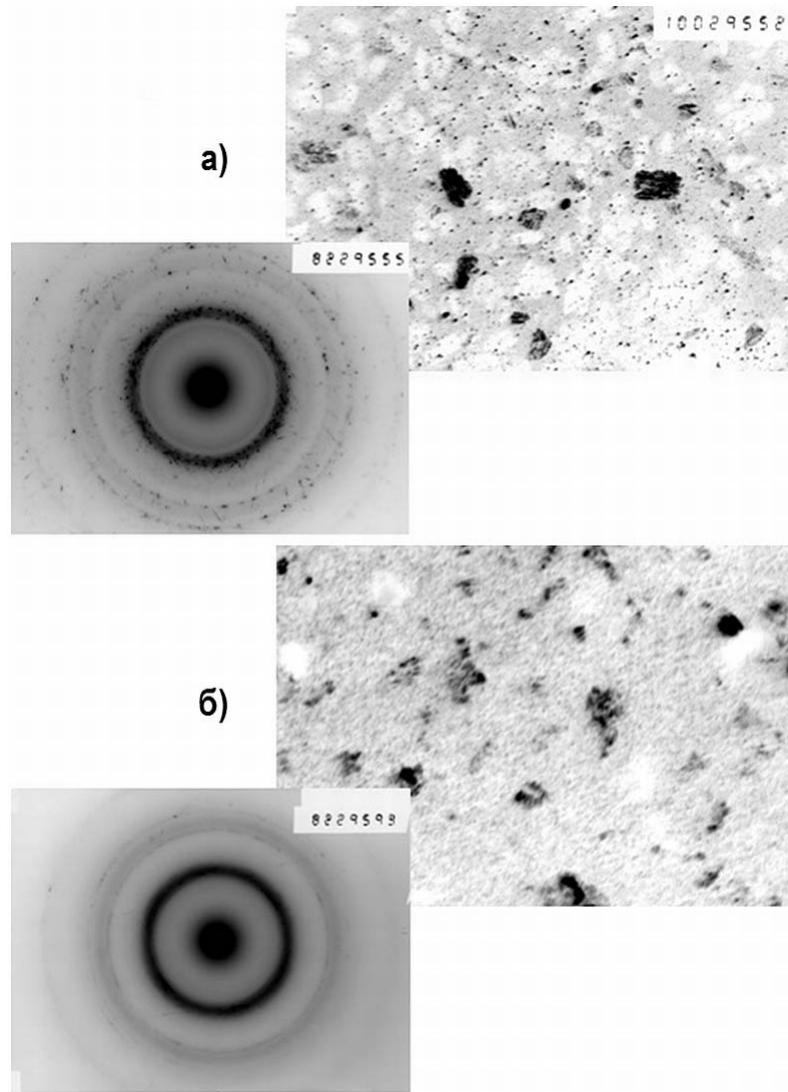


Рис. 4. Электронограммы и темнопольные изображения образцов сплава $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$, облученного при 200°C (а) и после пострадиационного отжига при температуре 300°C (б). Увеличение 100 000.

Особенности структурных изменений в металлических стеклах после радиационного воздействия можно связывать с индуцированной сильноточным ионным облучением пластической деформацией материалов. В [7] было показано, что интенсивное ионное облучение индуцирует пластическую деформацию, неустойчивость течения которой приводит к образованиюnanoструктур. Наноструктурирование связано с развитием неоднородностей деформации на нанометровых масштабах в приповерхностных областях металлов. Наноструктуру стабилизируют образующиеся в процессе деформации дефекты структуры – плоскости сдвига, двойниковые границы, дефекты упаковки. В стеклах такими дефектами могут быть дислокации Вольтера, субструктуры и выделения кристаллических фаз. Деформация и наност-

руктурирование распространяются на глубину H , значительно превышающую проективный пробег ионов h . В этом заключается обнаруживаемый во многих металлических системах «эффект дальнодействия» [7]. Упругая энергия при имплантации ионов и изменении объема ΔV кристалла в имплантированном слое компенсируется работой пластической деформации во всей области дальнодействия V :

$$\frac{K}{2} \left(\frac{\Delta V}{V} \right)^2 h \sim \frac{D}{2} \left(\frac{\Delta V}{V} \right)^2 H, \quad (1)$$

где K – модуль объемного сжатия; D – модуль упрочнения.

Оценка дает $H \sim hK/D \leq 10^3 h$, что при значениях h порядка десяти нанометров составляет десятки микрон. Для аморфного сплава $\text{CoFe}_{3,2}\text{Si}_{2,5}\text{Mn}_{3,1}\text{B}_{15,7}$ это было подтверждено рентгенографическими измерениями. Рентгенограммы снимались в облученном пятне, а также рядом с пятном с необлученной и облученной сторонами. Было обнаружено, что при толщине образца 30 мкм с обратной стороны облученного пятна наблюдаются те же линии твердого раствора Co и метастабильного борида Co_3B , что и в пятне с облученной стороны, но меньшей интенсивности. При этом на рентгенограммах, снятых рядом с пятном с облученной и необлученной сторонами, наблюдается аморфное гало, как в исходном необлученном образце. О деформационной природе образующейся при ионном облучении nanoструктуры свидетельствует также наличие резкого края ее пограничной области (см. рис. 2). Пластическое течение возникает только при напряжениях выше предела текучести материала.

СТРУКТУРНАЯ РЕЛАКСАЦИЯ ОБЛУЧЕННЫХ СТЕКОЛ

В процессе отжига облученного при 200°C сплава $\text{CoFe}_{3,2}\text{Si}_{2,5}\text{Mn}_{3,1}\text{B}_{15,7}$ возникает дополнительная низкотемпературная экзотермическая особенность, похожая на начало кристаллизации при 330°C (см. рис. 1, кривая 2). Результаты ЭМ этого сплава после пострадиационного отжига при температуре 300°C показаны на рис. 4б. На электронограмме видна размытая линия аморфного гало без рефлексов от кристаллической фазы, а на темнопольном изображении полностью исчезли мелкие частицы, частицы метастабильного борида Co_3B уменьшились. Это означает, что отжиг облученного частично закристаллизованного сплава при температуре, меньшей, чем температура начала кристаллизации исходного аморфного сплава, приводит к «возврату» в аморфное состояние. Явление возврата аморфного состояния при пострадиационном отжиге было изучено ранее в [4]. Было показано, что после отжигов при температурах 250 и 300°C на рентгеновских дифрактограммах исчезают пики кристаллических фаз, и снова наблюдается аморфное гало.

Важным является то, что теплота кристаллизации при 548°C , определяемая по площади под пиком ДСК (см. рис. 1) облученного металлического стекла увеличивается на 30% по сравнению с теплотой кристаллизации исходного необлученного стекла. Это означает, что образовавшаяся вследствие индуцированной ионным облучением пластической деформации nanoструктура более метастабильна по отношению к кристаллическому состоянию, чем исходная аморфная структура.

Увеличение температуры ионного облучения значительно усложняет последовательность структурной релаксации металлических стекол в условиях пострадиационного отжига. В сплавах, облученных при температурах 240°C , возникают две похожие на точки стеклования особенности при 310 и 358°C (см. рис. 1, кривая 3). Это свидетельствует о неоднородности сплава после облучения. При этом теплота кристаллизации также больше теплоты кристаллизации исходного необлученного стекла.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Методами дифференциальной сканирующей калориметрии, атомно-зондовой и электронной микроскопии показано, что облучение ионами Ar^+ с энергией 30 кэВ до дозы $1.5 \cdot 10^{18}$ ион/ см^2 при 200°C приводит к наноструктурированию металлических стекол $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$. Наноструктура образуется при температуре ниже температур кристаллизации (430 и 548°C) и состоит из кластеров размером $20 - 40$ нм, которые объединяются в зерна размером $100 - 150$ нм. Зерна на поверхности образуют рельеф в виде параллельных полос, расстояние между которыми около 1 мкм.

Радиационно-индуцированная наноструктура является структурой интенсивной пластической деформации, которая распространяется на глубину в десятки микрон, значительно превышающую проективный пробег ионов. Образование наноструктур сопровождается выделением в объеме стекла частиц метастабильных боридов Co_3B , которые исчезают с экзотермическим эффектом после пострадиационного отжига при 300°C с возвратом в рентгеноаморфное состояние. Теплота кристаллизации облученного металлического стекла увеличивается на 30% по сравнению с теплотой кристаллизации исходного необлученного стекла.

Изменение температуры ионного облучения может значительно усложнять последовательность структурной релаксации металлических стекол в условиях пострадиационного отжига. В сплавах, облученных при температурах 240°C , возникают две точки стеклования при 310 и 358°C .

Авторы выражают благодарность М.Н. Кордо за проведение ДСК образцов и помощь в обработке результатов.

Литература

1. McHenry M.E., Willard M.A., Laughlin D.E. Amorphous and nanocrystalline materials for applications as soft magnets // Progr. Mater. Sci. 1999. Vol. 44. PP. 291 – 433.
2. Маслов В.В., Носенко В.К., Тараненко Л.Е., Бровко А.П. Нанокристаллизация в сплавах типа Finemet // ФММ. 2001. Т. 91, №5. С. 47-55.
3. Судзуки К., Фудзимори Х., Хасимото К. Аморфные металлы / Под ред. Ц. Масумото – М.: Металлургия, 1987. 328 с.
4. Хмелевская В.С., Крапошин В.С., Косырев Ф.К., Антошина И.А., Язвицкий М.Ю. Кристаллизация аморфных сплавов на кобальтовой основе в радиационном поле и явление возврата аморфной фазы // Материаловедение. 2005. №3. С. 23-29.
5. Малынkin В.Г., Хмелевская В.С., Антошина И.А. и др. Радиационная стабильность и свойства аморфных материалов на основе систем Fe-Co-Si-B и Fe-Cr-B, полученных закалкой из жидкого состояния // Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования. 2004. №12. С. 65-70.
6. Okuniev V.D., Samoilenco Z.A., Szewczyk A., Szymczak R., Szymczak H., Lewandowski S.J., Aleshkevych P., Wieckowski J., Khmelevskaya V.S. and Antoshina I.A. / Enhancement of local superconductivity in ferromagnetic FeCrB metallic glass by Ar^+ ion irradiation // J. Phys.: Condens. Matter 23 (2011) 415702 (9pp)
7. Степанов В.А., Хмелевская В.С. Радиационно-индуцированная пластическая деформация и «эффект дальнодействия» // Журнал технической физики. –2011. –Т. 81. – Вып. 9. –С 52-56

Поступила в редакцию 20.11.2015 г.

Авторы

Антошина Ирина Александровна, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: antoshina_irina@mail.ru

Вишератин Роман Константинович, аспирант,

E-mail: visher@mail.ru

Елманов Геннадий Николаевич, доцент, канд. техн. наук,
E-mail: GNElmanov@mephi.ru

Степанов Владимир Александрович, заведующий кафедрой, доктор физ.-мат. наук
E-mail: stepanov@iate.obninsk.ru

UDC 544.022.51; 621.039.531

RADIATION-INDUCED NANOSTRUCTURING OF THE AMORPHOUS ALLOY

Antoshina I.A.*, Visheratin R.K.*, Elmanov G.N.**, Stepanov V.A.*

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

**National Nuclear Research University «MEPhI»
31 Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

Controlled crystallization of the amorphous alloys is used to create nanostructured materials which can be used in the cladding and fuel elements of nuclear reactors because of the corrosion resistance and the radiation swelling resistance. Structural changes in metallic glasses $\text{CoFe}_{3.2}\text{Si}_{2.5}\text{Mn}_{3.1}\text{B}_{15.7}$ after irradiation by Ar^+ ions with energy of 30 keV at 100 – 300°C and post-radiation annealing to a temperature 600°C were investigated by methods of the differential scanning calorimetry, atomic probe microscopy and electron microscopy.

It is shown that irradiation at temperatures below the crystallization temperatures (430 and 548°C) leads to nanostructuring of metallic glass. The nanostructure consists of clusters of 20 – 40 nm in size which are combined into grains of 100 – 150 nm in size. Grains on the surface form parallel strips spaced approximately 1 micron. The nanostructure is a structure of severe plastic deformation which is induced by ion irradiation and extends to a depth of tens microns, significantly deeper than the projective range of ions.

Radiation-induced formation of nanostructures is accompanied by the particles of metastable borides Co_3B segregation in the volume of glass. These particles disappear after post-radiation annealing with the exothermic effect and return to the X-ray amorphous state. The crystallization heat of the nanostructured glass increases by 30% compared to the crystallization heat of the original non-irradiated glass (as-cast state).

The changing of the ion irradiation temperature can significantly complicate the structural relaxation of metallic glasses in post-radiation annealing. Alloys irradiated at high temperatures can display two glass transition points. This indicates the induced inhomogeneity of the alloy.

Key words: metallic glass, ion irradiation, plastic deformation, nanostructure.

REFERENCES

1. McHenry M.E., Willard M.A., Laughlin D.E. Amorphous and nanocrystalline materials for applications as soft magnets. *Progr. Mater. Sci.* 1999, v. 44, pp. 291 – 433.
2. Maslov V.V., Nosenko V.K., Taranenko L.E., Brovko A.P. Nanokristallizatsiya v splavah tipa Finemet. *Fizika metallov i metallovedeniye*. 2001, v. 91, no. 5, pp. 47-55 (in Russian).

3. Sudzuki K., Fudzimori H., Hasimoto K. *Amorfnye metally*. [The amorphous metals] Moscow. Metallurgiya Publ., 1987. 328 p. (in Russian).
4. Khmelevskaya V.S., Kraposhin V.S., Kosyrev F.K., Antoshina I.A., Yazvitski M.Yu. Kristallizatsiya amorfnyh splavov na kobaltovo osnove v raqdiatsionnom pole I yavlenie vozvrata amorfnoi fazy. *Materialovedeniye*. 2005, no. 3, pp. 23-29 (in Russian).
5. Malynkin V.G., Khmelevskaya V.S., Antoshina I.A. et. al. Radiatsionnaya stabilnost i svoistva amorfnyh materialov na osnove system Fe-Co-Si-B i Fe-Cr-B, poluchennyh zakalkoi iz zshitkogo sostoyaniya. *Poverhnost'. Rentgenovskiye, sinhrotronnye i neitronnye issledovaniya*. 2004, no. 12, pp. 65-70 (in Russian).
6. Okunev V.D., Samoilenco Z.A., Szewczyk A., Szymczak R., Szymczak H., Lewandowski S.J., Aleshkevych P., Wieckowski J., Khmelevskaya V.S. and Antoshina I.A. Enhancement of local superconductivity in ferromagnetic FeCrB metallic glass by Ar+ ion irradiation. *J. Phys.: Condens. Matter* 23 (2011), 415702 (9 pp.).
7. Stepanov V.A., Khmelevskaya V.S. Radiation-Induced Plastic Deformation and the Long-Range Action Effect. *Zhurnal Tehnicheskoy Fiziki*. 2011, v. 56, no. 9, pp. 1272-1276 (in Russian).

Authors

Antoshina Irina Aleksandrovna, Engineer, Assistant Professor,
Cand. Sci. (Phys.-Math.) E-mail: antoshina_irina@mail.ru

Visheratin Roman Konstantinovich, Graduate student,
E-mail: visher@mail.ru

Elmanov Gennadij Nikolaevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: GNElmanov@mephi.ru

Stepanov Vladimir Aleksandrovich, Head of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: stepanov@iate.obninsk.ru

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ АППАРАТА НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОГО ИЗНОСА ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

А.Д. Вишнякова, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

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



Интенсивность процесса эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ) определяется большим числом параметров, сложным образом влияющих друг на друга. Использование интеллектуальной нейронной сети (ИНС) для решения задачи прогнозирования ЭКИ позволяет оценить взаимное влияние всех факторов, выделить существенные свойства поступающей информации и, в конечном итоге, улучшить точность прогноза без определения всех зависимостей между множеством факторов, обусловливающих процесс ЭКИ. Предлагается подход к созданию и обучению оптимальной нейронной сети для задачи прогнозирования интенсивности ЭКИ в трубопроводах АС. Средствами ПО *Matlab* разработана интеллектуальная нейронная сеть, решающая задачу прогнозирования утонения стенки прямого участка трубопровода с однофазной средой второго контура АЭС с ВВЭР. Сеть обучена с помощью алгоритма упругого обратного распространения, выполнено исследование нескольких конфигураций ИНС, проведен анализ полученных результатов. Построена концептуальная схема интеллектуальной системы, реализованной в виде комплекса из трех видов ИНС: репликативной, самоорганизующейся карты Кохоннена и ИНС обратного распространения.

Ключевые слова: нейронная сеть, алгоритм обучения, эрозионно-коррозионный износ, трубопроводы АС.

ВВЕДЕНИЕ

Практически все элементы трубопроводов и оборудования пароводяного тракта АС, изготовленные из перлитных и слаболегированных сталей, подвержены эрозионно-коррозионному износу (ЭКИ). Эрозионно-коррозионные процессы возникают под воздействием гидродинамических факторов (эрзационная составляющая повреждения) и электрохимического окисления поверхности (коррозионная составляющая). Последствия эрозионно-коррозионного воздействия проявляются в виде утонений и, в конечном счете, разрушения элементов энергетического оборудования «до появления течи». Большое разнообразие зон и форм разрушения металла оборудования обусловлено различием геометрии, фазовых состояний, термогидродинамических характеристик, водно-химических параметров рабочей среды.

Поэтому актуальной является задача прогнозирования скорости ЭКИ для оптимизации объемов контроля оборудования АС и предотвращения критических ситуаций [1, 2].

© А.Д. Вишнякова, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, 2015

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В мировой практике наиболее распространено прогнозирование ЭКИ на основе эмпирических данных. Эмпирические модели лишены физического смысла, но удовлетворительно описывают экспериментальные данные, характеризующие свойства реальных объектов. Обобщение и анализ многолетнего опыта эксплуатации и статистических данных о повреждаемости АС, а также исследование процессов и закономерностей эрозии-коррозии металла позволили разработать расчетные коды в США (*CHECWORKS*), Германии (*WATHEK*), Франции (*COMSY*) и России (ЭКИ-02, ЭКИ-03). Самой известной эмпирической моделью является модель *Chexal-Horowitz* [2], использованная в компьютерной программе *CHECWORKS*. В ней обширные эксплуатационные данные и данные лабораторных исследований применяются для количественной оценки факторов, влияющих на ЭКИ:

$$FACrate = F_1(T) \cdot F_2(AC) \cdot F_3(MT) \cdot F_4(O_2) \cdot F_5(\text{pH}) \cdot F_6(G) \cdot F_7(\alpha) \cdot F_8(H),$$

где T – температура; AC – состав сплава; MT – массообмен; O_2 – влияние кислорода; pH – влияние pH при данной температуре; G – геометрия; α – паросодержание; H – влияние гидразина.

Однако прогнозирование на основе эмпирических моделей не обеспечивает приемлемых результатов. Например, в полуэмпирической модели *Chexal-Horowitz*, построенной на учете зависимости между факторами, неявно заданной с помощью эмпирических таблиц [2], основными источниками неопределенности являются исходная толщина стенки компонента; не включенные в модель компоненты сплава; истинное качество пара в двухфазном потоке; неопределенности параметров водно-химического режима (ВХР) и т.п.

Единственным объективным источником информации о состоянии элемента трубопровода являются данные контроля. Поэтому для целей прогнозирования предлагаются реализовать модель процесса ЭКИ с помощью аппарата нейронных сетей. Нейронные сети хорошо зарекомендовали себя в области моделирования систем и процессов, внутренние связи которых либо мало изучены, либо реализуют сложные взаимодействия [4 – 5].

Большое число параметров, определяющих интенсивность процесса ЭКИ, сложным образом влияют друг на друга. Использование ИНС для решения задачи прогнозирования ЭКИ позволяет оценить взаимное влияние всех факторов, выделить существенные свойства поступающей информации и, в конечном итоге, улучшить точность прогноза. Способность искусственной нейронной сети к обобщению и абстрагированию помогает получить верный прогноз относительно величины эрозионно-коррозионного износа без определения всех зависимостей между множеством факторов, обусловливающих процесс ЭКИ. Но реальная модель сложна и имеет большое число входных переменных.

В работе предлагается подход к созданию и обучению оптимальной искусственной нейронной сети, решающей задачу прогнозирования интенсивности ЭКИ в трубопроводах АС.

О ПРИМЕНЕНИИ АППАРАТА НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ПРОЦЕССА ЭКИ

Сеть – это модель процесса. Основными ее характеристиками являются структура, количество слоев, тип нейрона, входные и выходные величины, алгоритм обучения. Выбор атрибутов нейронной сети обусловлен объемом и качеством экспериментальных данных, имеющихся для обучения сети. Базой обучения являются результаты толщинометрии, химический состав металла, водно-химический режим теплоносителя, температура, скорость потока и др. (например, модель *CHECWORKS* [2]). Причем предварительной обработки данных и получения соответствующих зависимостей для конкретного фактора не требуется. Однако для повышения досто-

верности прогноза необходима фильтрация данных, заключающаяся в использовании лишь информации об утонениях, т.к. процесс ЭКИ связан с утонением стенки, а утолщения обусловлены другим процессом – переносом продуктов коррозии, который не должен вносить дополнительный шум в прогнозируемый процесс.

Для прогнозирования ЭКИ нет смысла в построении универсальной сети, учитывающей воздействие всех возможных входных факторов. Такой подход требует разработки сети сложной структуры с большим количеством слоев и нейронов и большеобъемной обучающей выборкой для получения приемлемого результата. Однако для каждого геометрического типа элементов трубопровода (прямой участок, гиб, отвод и т.п.) имеет смысл построить отдельную сеть, что значительно упростит структуру нейронной сети и повысит точность модели.

МОДЕЛЬ ИНС ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ СКОРОСТИ ЭКИ

Чтобы обучить нейронную сеть прогнозированию скорости ЭКИ, необходимо представить на входы сети данные, влияющие на прогнозируемую величину. На выходе, согласно поставленной задаче, будет значение, характеризующее скорость ЭКИ. В качестве такой характеристики выбрана величина отклонения толщины стенки трубопровода от номинального значения (S).

В качестве входов будем использовать факторы, влияющие на процесс ЭКИ [1, 2]: температуру среды T ; скорость течения теплоносителя V ; содержание кислорода в теплоносителе O_2 ; показатель pH среды; массовое содержание хрома в материале Cr; массовое содержание молибдена в материале Mo; массовое содержание меди в материале Cu; внутренний диаметр трубопровода D ; геометрию трубопроводного элемента G ; содержание применяемого амина (амиак, этаноламин, морфолин); длительность эксплуатации трубопровода в годах $t_{\text{эксп}}$.

Чем больше размер входного вектора, тем сложнее должна быть архитектура НС, обрабатывающая это множество. Чем сложнее конфигурация сети, тем больше времени требуется для ее обучения и вероятнее возникновение проблем при обучении.

Неотъемлемый параметр задач прогнозирования – время, на которое осуществляется прогноз, $t_{\text{прог}}$. Таким образом, получим модель НС в виде «черного ящика» (рис. 1).

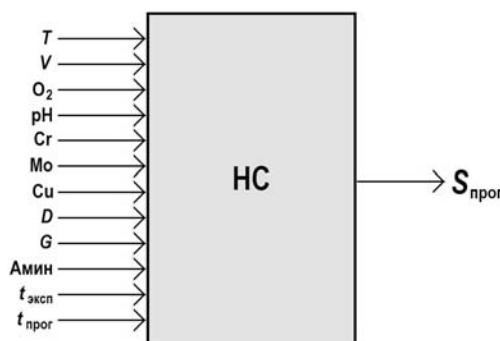


Рис. 1. Модель искусственной нейронной сети, решающей задачу прогнозирования

В качестве активационной функции использована сигмоидальная (или логистическая) функция вида $F(x) = 1 / (1 + \exp(-x))$, показанная на рис. 2.

В качестве обучающего выбран алгоритм обратного распространения – систематический метод для обучения многослойных искусственных нейронных сетей, обеспечивающий построение в пространстве весов «аппроксимации» для траектории, вычисляемой методом наискорейшего спуска. Вычислительная мощность алгоритма заключается в эффективном расчете частных производных функции сети $F(\mathbf{w}, \mathbf{x})$ по всем элементам настраиваемого вектора весов \mathbf{w} для данного входного вектора \mathbf{x} .

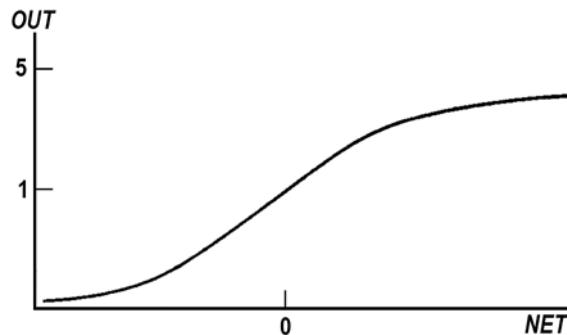


Рис. 2. Сигмоидальная функция. OUT – выход нейрона, NET – вход

Алгоритм обратного распространения можно представить следующей последовательностью действий:

- 1) выбрать очередную обучающую пару из обучающего множества и подать входной вектор на вход сети;
- 2) вычислить выход сети;
- 3) вычислить разность между выходом сети и требуемым выходом (целевым вектором обучающей пары);
- 4) выполнить коррекцию весов сети так, чтобы минимизировать ошибку;
- 5) повторять шаги с первого по четвертый для каждого вектора обучающего множества до тех пор, пока ошибка на всем множестве не достигнет приемлемого уровня.

Коррекция весов осуществляется по формуле

$$\Delta w_{pq,k} = \eta \delta_{q,k} \cdot OUT,$$

где $\Delta w_{pq,k}$ – величина коррекции веса от нейрона p к нейрону q ; η – скорость обучения; OUT – выход нейрона.

Значение δ для нейронов выходного слоя определяется выражением

$$\delta = OUT \cdot (1 - OUT) \cdot (Target - OUT),$$

где $OUT \cdot (1 - OUT)$ – производная от сигмоидальной функции активации; $Target$ – целевое значение.

Величина $\delta_{q,k-1}$, необходимая для нейрона скрытого слоя, получается суммированием произведений величины $\delta_{q,k}$ нейрона, к которому он присоединен в выходном слое, и соответствующего веса и умножением на производную сжимающей функции:

$$\delta_{q,k-1} = OUT_{p,k} \cdot (1 - OUT_{p,k}) \cdot [\sum_q \delta_{q,k} w_{pq,k}].$$

Для решения задачи прогнозирования величины ЭКИ реализована упрощенная модель нейронной сети (рис. 3), содержащая сокращенное количество входных параметров.

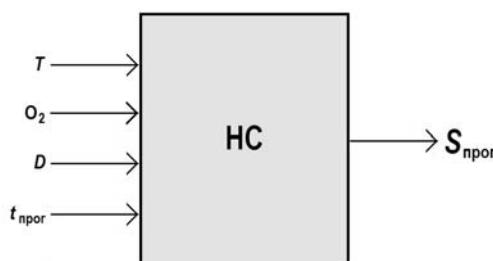


Рис. 3. Упрощенная модель нейронной сети, решающей задачу прогнозирования ЭКИ

ПРАКТИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ НЕЙРОННОЙ СЕТИ

Построение нейронной сети – экспериментальный процесс. Основная проблема при конструировании сети состоит в выборе оптимального уровня сложности.

Подготовка данных. Входные сигналы упрощенной модели нейронной сети выбраны с учетом их относительной важности: температура среды, внутренний диаметр трубопровода, содержание кислорода в среде и время, на которое осуществляется прогнозирование. Таким образом, обучающее множество состоит из векторов, содержащих четыре элемента. Для каждого из параметров заданы интервалы возможных значений. При этом факторы, не вошедшие в реализуемую модель, приняты постоянными: pH = 7; коэффициент Келлера – 0,04; содержание хрома – 0,03%; содержание меди – 0,03%; содержание молибдена – 0,03%; тип амина – аммиак; скорость течения теплоносителя $V = 6,1 \text{ м/с}$.

Чтобы обеспечить равное влияние каждой из переменных на изменение весов в процессе тренировки, данные нормированы на интервал (0, 1) – диапазон выходных значений сигмоидальной функции. Для этого использовано линейное шкалирование. Линейное шкалирование величины v в переменную s , распределенную в диапазоне от нуля до единицы, осуществляется с помощью формулы

$$s = [v - \min(v_{1\dots n})] / [\max(v_{1\dots n}) - \min(v_{1\dots n})].$$

Обратное преобразование из s в v выполняется в соответствии с формулой

$$v = \min(v_{1\dots n}) + s \cdot [\max(v_{1\dots n}) - \min(v_{1\dots n})].$$

Выбор структуры сети. При проектировании нейронной сети для решения задачи прогнозирования ЭКИ принято решение о построении сужающейся сети, т. к. в этом случае повышается ее обобщающая способность.

Для вычисления верхней границы h числа скрытых элементов можно использовать теорему Колмогорова, которая утверждает, что любая функция n переменных может быть представлена как суперпозиция $2n+1$ одномерных функций: $h \leq 2i + 1$.

Анализ опубликованных результатов указывает на то, что для решения большинства практических задач достаточно одного, иногда двух скрытых слоев [4, 5].

Количество нейронов в скрытых слоях существенно зависит от имеющегося обучающего множества. Количество тренировочных примеров должно быть приблизительно равным количеству весов сети ω , умноженному на обратную величину ошибки ϵ :

$$n \geq \omega/\epsilon.$$

Обучение нейронной сети. При построении нейронной сети для любой задачи потребуется построить несколько нейронных сетей различной сложности и выбрать из них оптимальную.

Прогноз утонения стенки трубопроводов под воздействием процесса ЭКИ с помощью различных нейронных сетей, обучаемых на основе алгоритма обратного распространения, либо приводил к параличу сети, либо требовал очень много времени.

Принято решение о применении более быстрого алгоритма обучения, а именно, алгоритма упругого обратного распространения, который в отличие от стандартного алгоритма обратного распространения использует только знаки частных производных для подстройки весовых коэффициентов. Для равномерного покрытия поля значений входных параметров разработана специальная процедура.

В результате в среде *MatLab* была построена и обучена с помощью алгоритма упругого обратного распространения нейронная сеть, состоящая из входного слоя, содержащего четыре элемента, двух скрытых слоев с четырьмя нейронами в каждом и выходного слоя с одним элементом. Средняя квадратичная ошибка прогноза, вычисляемого реализованной сетью, равна 0,035 (рис. 4).

В таблице 1 показаны целевые значения выхода сети и значения, выданные сетью.

Таблица 1

Целевые и полученные значения

Целевые значения	0,128	0,423	0,109	1,352	0,707	4,65	0,265	0,628	1,81	0,155
Полученные значения	0,128	0,170	0,127	1,046	0,570	4,412	0,198	0,654	1,475	0,121

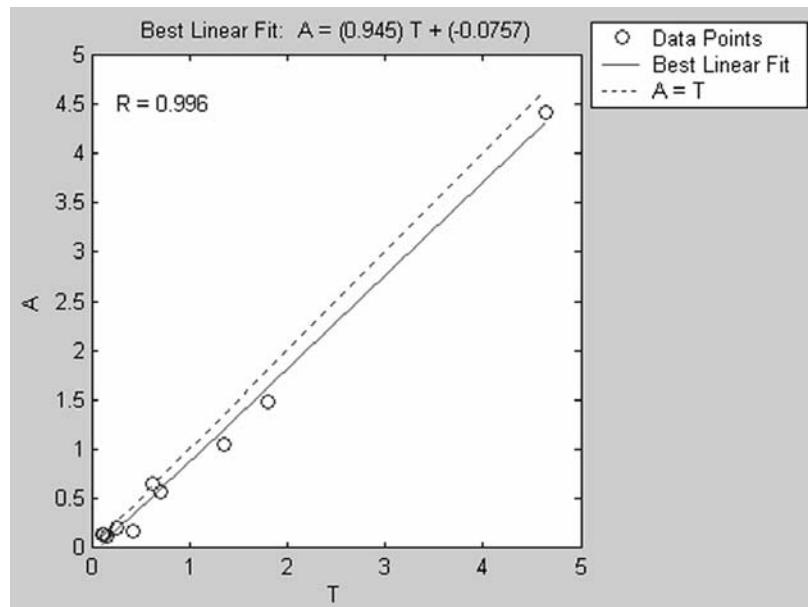


Рис. 4. Фрагмент экрана вывода результатов. График линейной регрессии между выходом сети и эталоном

ИССЛЕДОВАНИЕ МОДЕЛИ

Чтобы судить об адекватности построенной оптимальной нейронной сети, необходимо выяснить, на какой части области определения входных параметров нейронная сеть ведет себя корректно. На рисунках 5 – 8 приведены зависимости между выходами сети и эталоном для используемых параметров.

В результате исследования получено, что построенная нейронная сеть корректно выполняет прогнозирование на интервале изменения внутреннего диаметра трубопровода до 600 мм при концентрациях кислорода до 45 мкг/кг и на временном интервале от одного года до четырех лет.

Алгоритмы обучения и модели нейронных сетей. Прежде всего нейронные сети классифицируют по способу обучения: с учителем или без учителя. При обучении с учителем предполагается, что для каждого входного вектора существует целевой вектор, представляющий собой требуемый выход. Вместе они называются обучающей парой. Обычно сеть обучается на некотором числе таких пар, пока ошибка по всему обучающему массиву не достигнет приемлемо низкого уровня.

Обучение без учителя не нуждается в целевом векторе для выходов, следовательно, не требуется сравнение с предопределенными идеальными ответами. Обучающее множество состоит лишь из входных векторов. Обучающий алгоритм подстраивает веса сети так, чтобы получались согласованные выходные векторы, т. е. чтобы предъявление достаточно близких входных векторов давало одинаковые выходы.

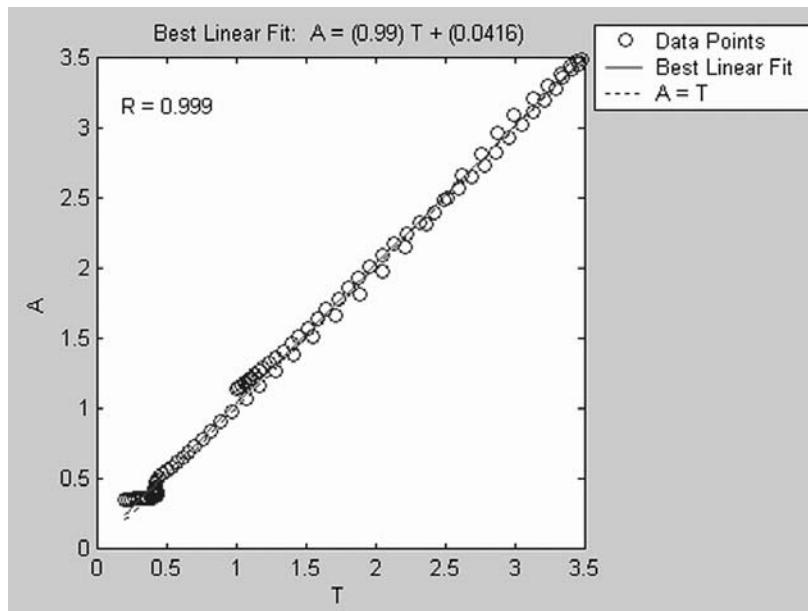


Рис. 5. Фрагмент экрана вывода результатов. График линейной регрессии между выходом оптимальной сети и эталоном в зависимости от температуры

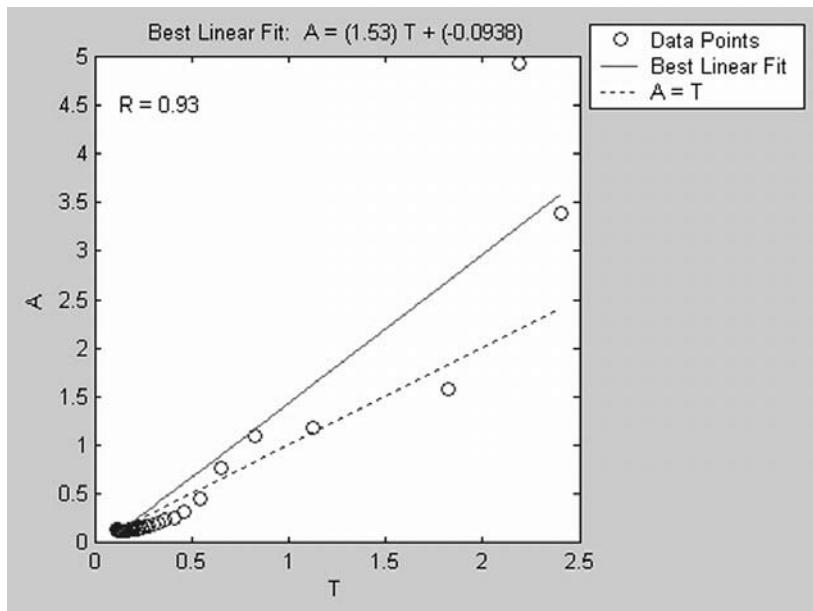


Рис. 6. Фрагмент экрана вывода результатов. График линейной регрессии между выходом оптимальной сети и эталоном в зависимости от содержания кислорода

Процесс обучения, следовательно, выделяет статистические свойства обучающего множества и группирует сходные векторы в классы. Предъявление на вход вектора из данного класса даст определенный выходной вектор, но до обучения невозможно предсказать, какой выход будет производиться данным классом входных векторов. Следовательно, выходы подобной сети должны трансформироваться в некоторую понятную форму, обусловленную процессом обучения.

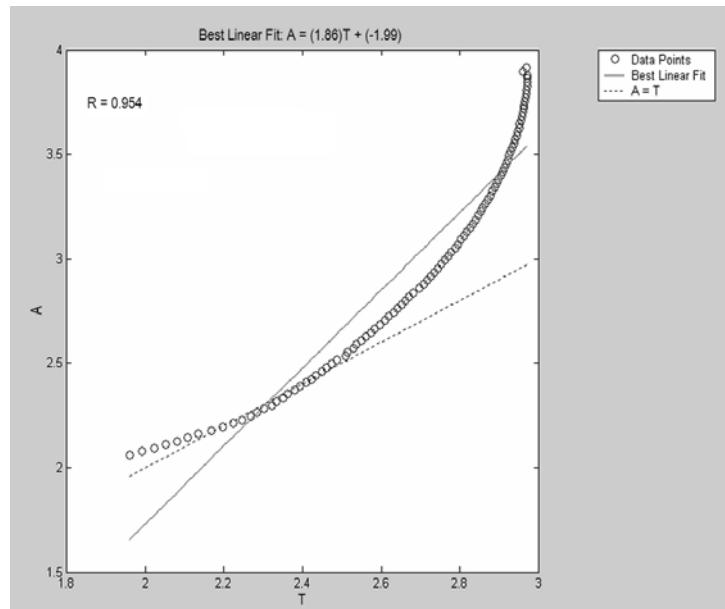


Рис. 7. Фрагмент экрана вывода результатов. График линейной регрессии между выходом оптимальной сети и эталоном в зависимости от внутреннего диаметра трубопровода

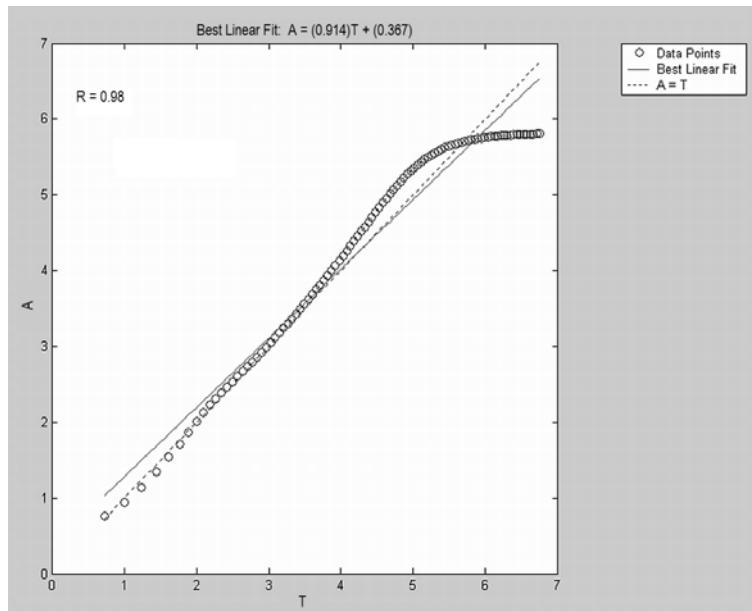


Рис. 8. Фрагмент экрана вывода результатов. График линейной регрессии между выходом оптимальной сети и эталоном в зависимости от времени эксплуатации

Предлагается скомбинировать рассмотренные модели нейронных сетей таким образом, чтобы оптимизировать решение задачи прогнозирования скорости ЭКИ с помощью НС для повышения качества ожидаемого прогноза.

При подробном изучении алгоритмов обучения НС выяснено, что для решения поставленной задачи нельзя обойтись только методами обучения НС без учителя, т. к. основной задачей, которая решается такими сетями, является классификация, выделение признаков из данных. Но сочетание подобных методов с алгоритмами обучения НС с учителем (например, алгоритмом обратного рас-

пространения ошибки) может улучшить и упростить решение задачи прогнозирования скорости ЭКИ.

Для сокращения размерности входного вектора можно использовать *репликативную нейронную сеть* [4, 5]. Цель обучения такой НС состоит в том, чтобы вектор, воспроизводимый выходным слоем, совпадал с вектором, поданным на входной слой. Можно сказать, что обучение производится без учителя, так как эталонами являются сами входные данные. Предварительная обработка входных данных с помощью репликативной сети, отображающей m -мерное входное пространство в n -мерное ($n < m$) путем «выявления» характерных признаков входного множества, позволяет упростить дальнейшее обучение основной НС, решающей задачу прогнозирования.

Самоорганизующиеся карты Кохоннена полезны для повышения точности прогнозирования ЭКИ. В этих картах нейроны помещаются в узлах решетки, обычно одно- или двумерной. В ходе конкурентного процесса нейроны избирательно настраиваются на различные входные образы или классы входных образов. Положения нейронов при настройке упорядочиваются по отношению друг к другу так, что на решетке создается значимая система координат. Сеть, представляющая самоорганизующиеся карты Кохоннена, обучается по следующему алгоритму.

1. Вектор входного множества \mathbf{x} подается на вход сети.

2. Определяются расстояния D_j между \mathbf{x} и весовыми векторами w_j каждого нейрона по формуле

$$D_j = \sqrt{\sum_i (x_i - w_{ij})^2},$$

где x_i – i -й элемент входного вектора \mathbf{x} , w_{ij} – вес входа i нейрона j .

3. Нейрон, имеющий весовой вектор, ближайший к \mathbf{x} , объявляется победителем. Этот весовой вектор, называемый w_c , становится основным в группе весовых векторов, которые лежат в пределах расстояния D от w_c .

4. Группа весовых векторов настраивается в соответствии с условием

$$w_j(t+1) = w_j(t) + \alpha [\mathbf{x} - w_j(t)]$$

для всех весовых векторов в пределах расстояния D от w_c .

5. Повторяются шаги с первого по четвертый для каждого входного вектора.

Обучающий алгоритм настраивает весовые векторы в окрестности возбужденного нейрона таким образом, чтобы они были похожими на входной вектор. В процессе обучения группа соседних весовых точек перемещается ближе к точке входного вектора. Входные векторы группируются в классы в соответствии с их положением в векторном пространстве. Определенный класс ассоциируется с определенным нейроном, перемещая его весовой вектор в направлении центра класса и способствуя его возбуждению при появлении на входе любого вектора данного класса.

После сокращения размерности входного вектора с помощью репликатора и получения закодированного входного сигнала нужно определить, к какому из классов входного пространства этот сигнал принадлежит. Наконец, для каждого класса входного множества должна быть построена НС, обученная с помощью алгоритма обратного распространения, которая и будет вычислять нужный прогноз – утонение стенки трубопровода относительно номинальной величины за прогнозируемый срок.

Таким образом, интеллектуальная система, реализованная как комплекс нейронных сетей, решающий задачу прогнозирования скорости ЭКИ, состоит из трех типов НС:

- репликативная нейронная сеть, сокращающая размерность входного множества;
- самоорганизующаяся карта Кохоннена, классифицирующая входной сигнал;
- нейронные сети, обученные с помощью алгоритма обратного распространения, реализующие вычисление прогнозируемой величины для каждого класса входных сигналов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Предлагаемая интеллектуальная система позволяет оптимизировать объем обучающего множества для произвольного количества параметров модели.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Реализован нейросетевой подход, позволяющий оценить взаимное влияние факторов, определяющих интенсивность процесса ЭКИ в оборудовании АС, выделить существенные свойства поступающей информации и, в конечном итоге, улучшить точность прогноза.

Средствами ПО *Matlab* разработана искусственная нейронная сеть, решающая задачу прогнозирования утонения стенки прямого участка трубопровода с однофазной средой второго контура АЭС с ВВЭР. Сеть обучена с помощью алгоритма упругого обратного распространения, выполнено исследование нескольких конфигураций НС и проведен анализ полученных результатов.

В результате построена концептуальная схема прикладной интеллектуальной системы, реализованной в виде комплекса из трех видов НС: репликативной НС, самоорганизующейся карты Кохоннена и НС, обученной с помощью алгоритма обратного распространения.

Литература

1. Бараненко В.И., Янченко Ю.А., Гулина О.М., Докукин Д.А. О расчете скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. С.55-63.
2. Chexal V.K. (*Bind*), Horowitz J.S. Chexal-Horowitz Flow-Accelerated Corrosion Model-Parameter and Influences. Current perspective of Inter. Pressure vessels and Piping: Codes and Standard. Book No. 409768. –1995. – РР. 231-243.
3. Гулина О.М., Бараненко В.И., Докукин Д.А. Методологическая основа прогнозирования эрозионно-коррозионного износа оборудования АС методом нейросетевого моделирования// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 1. С. 3-8.
4. Уоссерман Ф. Нейрокомпьютерная техника: теория и практика./ Пер. на русский язык Ю. А. Зуева, В. А. Точенова, 1992. www.codenet.ru/progr/alg/nks/
5. Свинглер К. Применение Neural Networks. Практическое руководство./ Пер. Ю.П. Маслобоева. Свободный доступ на http://matlab.exponenta.ru/neuralnetwork/book4/3_3.php

Поступила в редакцию 18.02.2015 г.

Авторы

Вишнякова Анастасия Дмитриевна, инженер
E-mail: anvish@iate.obninsk.ru

Гулина Ольга Михайловна, профессор, доктор техн. наук
E-mail: olga@iate.obninsk.ru

Сальников Николай Леонидович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: salnikov@iate.obninsk.ru

UDC 621.039:004.8

APPLICATION OF A NEURAL NETWORK TO PREDICT THE FAC RATE OF NPP EQUIPMENT

Vishnyakova A.D., Gulina O.M., Salnikov N.L.

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

ABSTRACT

NPP piping elements manufactured from carbon steel are subjected to Flow-Accelerated Corrosion (FAC) process. Consequence of this process is broken piping element until the leak appears. So prediction of the FAC rate is very important for

NPP safety and economy. The rate of FAC process is defined by the large number of parameters influencing each to other by different manner. Such factors are about 12. There are some procedures to predict FAC rate but the problem of mathematical model parameters estimation is very complicated. Using of neural network (NNW) to predict FAC rate allows estimating of factors mutual influence, defining important of data and improving of prediction accuracy without definition of functions between factors. The paper deals with development and education of optimal NNW to predict the FAC rate at NPP piping. From review of some different NNW, methods of network education and analysis of control data (control of thickness of piping) there is realizing the NNW to predict the FAC rate at NPP straight pipe with single-phase flow for PWR by means of MatLab. Some configurations of NNW are researching. To arise NNW extension capacity there is solved to build decremented network. To estimate the number of latent layers the Kolmogorov theorem is applied. For example NNW with four factors is considering. For some areas of factors values correct behavior of NNW is shown. As result there is suggesting the conceptual scheme of intellectual system as complex of three types of NNW: replicate NNW, self-adjusting card of Cokhonen and inverse propagation NNW.

Key words: neural network, education algorithm, erosion-corrosion wear, NPP piping.

REFERENCES

1. Baranenko V.I., Yanchenko Y.A., Gulina O.M., Dokukin D.A. O raschystote skorosti erozionno-korrozionnogo iznosa i stotochnogo resursa truboprovodov AES (Estimation of FAC Rate and Service Life for NPP Piping). *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 2, pp. 55-63.
2. Chexal V.K. (Bind), Horowitz J.S. Chexal-Horowitz Flow-Accelerated Corrosion Model-Parameter and Influences. *Current perspective of Inter. Pressure vessels and Piping: Codes and Standard*. Book No. 409768, 1995, pp. 231-243.
3. Gulina O.M., Baranenko V.I., Dokukin D.A. Metodologicheskaya osnova prognozirovaniya erozionno-korrozionnogo iznosa oborudovaniya AES metodom neirosetevogo modelirovaniya (Methodological base to predict the FAC rate by Neural Network Modeling). *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 1, pp. 3-8.
4. Wassermann F. Neirokomp'yuternaya tekhnika: teoriya i praktika (Neural computer technology: Theory and practice). 1992.
Available at <http://www.codenet.ru/progr/alg/nks/> (in Russian).
5. Swingle K. Primenenie Neural Networks. Prakticheskoe rukovodstvo (*Neural Networks Application. Guidance*).
Available at http://matlab.exponenta.ru/neuralnetwork/book4/3_3.php/ (in Russian).

Authors

Vishnyakova Anastasiya Dmitrievna, Engineer
E-mail: anvish@iate.obninsk.ru

Gulina Ol'ga Mihajlovna, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: olga@iate.obninsk.ru

Salnikov Nikolaj Leonidovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: salnikov@iate.obninsk.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ ДОСТИЖИМЫХ ТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕЖИМОВ В АМПУЛЬНОМ КАНАЛЕ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ

Т.А. Осипова*, **, М.Ф. Валишин*, В.А. Узиков*, П.С. Палачёв*

* АО «ГНЦ НИИАР»

433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10

**Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ «МИФИ»

433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, ул. Куйбышева, 294



Представлены результаты расчетного анализа охлаждения тонкостенных образцов при реакторном облучении в двухкорпусном ампульном канале с организацией теплоотвода естественной конвекцией. Выполнение корпуса канала в виде двухкорпусной конструкции позволяет изменять термическое сопротивление стенки канала с регулированием утечки тепла из него составом и давлением газа в полости между корпусами. Целью работы является определение возможных режимов охлаждения образцов в данном канале. Расчетный анализ проводился с использованием теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2. В качестве газа зазора между корпусами в расчетах рассматриваются гелий и азот. Показаны основные закономерности изменения температурных режимов облучения в зависимости от мощности энерговыделения в конструкционных материалах канала и облучательного устройства, высоты контура циркуляции и термического сопротивления корпуса канала. При варьировании высоты контура циркуляции и мощности энерговыделения в конструкционных материалах в ампульном канале обеспечиваются режимы охлаждения образцов в диапазоне от температуры омывающего теплоносителя первого контура до температуры кипения при заданном давлении (50 – 331 °С). Без кипения теплоносителя на образцах при максимальной (8 м) высоте контура циркуляции при использовании гелия в качестве газа полости канала отводится не более ~55 кВт (14 Вт/г на образцах), при использовании азота – не более 15 кВт (3,7 Вт/г на образцах), а при минимальной (1 м) высоте контура циркуляции – не более 10 кВт (2,5 Вт/г на образцах) и 5 кВт (1,2 Вт/г на образцах) соответственно.

Ключевые слова: исследовательский реактор СМ, ампульный канал с естественной циркуляцией, результаты исследований, температурные режимы облучения, мощность энерговыделения.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие атомной энергетики связано с дальнейшим расширением и углублением исследований в области реакторного материаловедения. Использование петлевых установок является наиболее простым способом обеспечения необходимых

© Т.А. Осипова, М.Ф. Валишин, В.А. Узиков, П.С. Палачёв, 2015

условий облучения при проведении эксперимента. Однако, в силу высокой загруженности петлевых установок, остро встает вопрос разработки инструмента, с помощью которого возможно обеспечивать требуемые условия реакторного облучения материалов [1]. В рамках решения данной проблемы предложена конструкция ампульного канала с естественной циркуляцией (ЕЦ) теплоносителя. Целью работы является определение возможных режимов охлаждения образцов посредством естественной конвекции в ампульном канале.

В данной работе исследуются основные закономерности режимов охлаждения тонкостенных образцов при облучении в двухкорпусном канале с газовым зазором, устанавливающемся в ячейках отражателя реакторной установки СМ-3[2].

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА

Схема канала с естественной циркуляцией приведена на рис. 1 [3].

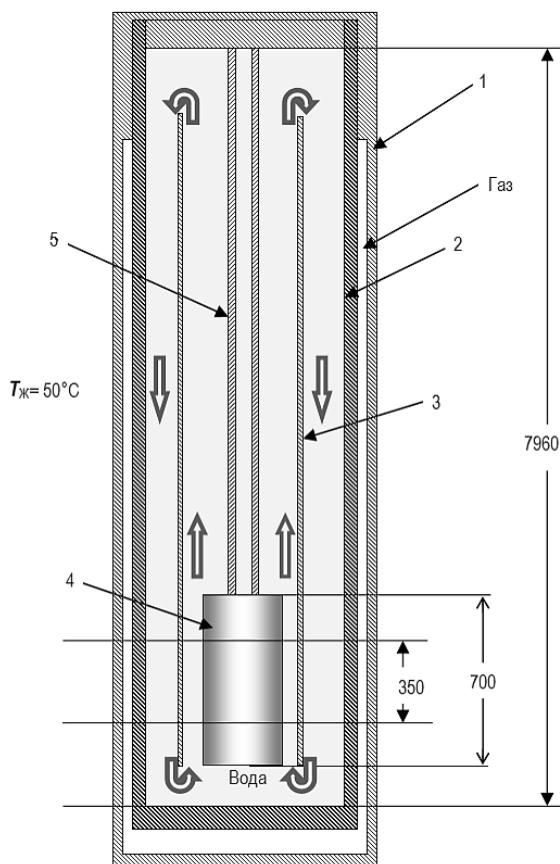


Рис. 1. Схема канала с естественной циркуляцией: 1 – внешний корпус; 2 – внутренний корпус; 3 – разделитель; 4 – имитатор обоймы с образцами; 5 – штанга

Канал состоит из двух герметичных корпусов 1, 2, разделенных между собой газовым зазором толщиной 1,35 мм. Внешний корпус на уровне обоймы с образцами представляет собой трубу 62×3 мм, а внутренний – $53,3 \times 2,65$ мм. Внутри канала располагается разделитель потока 3 в виде трубы 38×1 мм.

Облучательное устройство (ОУ) располагается внутри разделителя потока 4, 5. Образцы представляют собой тонкостенные пластины с развитой поверхностью теплосъема.

Регулирование температурных режимов при облучении образцов в ампульном канале с ЕЦ можно осуществлять путем изменения термического сопротивления корпуса канала, подбирая параметры газовой среды [4, 5], а также высоты контура циркуляции за счет установки пробки на пути потока и переливных отверстий в разделителе. Высота контура циркуляции отсчитывается от дна канала и может варьироваться в диапазоне от одного до восьми метров.

Расчетный анализ температурных режимов, которые можно достичь в ампульном канале с естественной циркуляцией, проводился в зависимости от следующих параметров:

- общей мощности энерговыделения (в конструкционных материалах канала, ОУ с образцами);
- высоты контура циркуляции;
- термического сопротивления корпуса канала.

Исследование влияния данных параметров на режимы охлаждения образцов проводилось с использованием теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2[6].

Исходные данные для расчета:

- геометрия канала и ОУ;
- материалы разделителя, корпуса канала, ОУ с образцами – сталь 12Х18Н10Т;
- давление теплоносителя в канале – 13 МПа;
- газ межкорпусного пространства – гелий или азот при давлении 0,1 МПа;
- условия теплоотвода от ампульного канала:
 - температура теплоносителя первого контура – 50 °C;
 - давление теплоносителя в первом контуре – 5 МПа;
 - расход нисходящего потока в центральной обечайке реактора – 1400 м³/ч;
 - скорость циркуляции восходящего потока на уровне активной зоны в кольцевом канале с шириной зазора 1 мм – 1,5 м/с.

Распределение энерговыделения в конструкционных материалах канала и ОУ приведено в табл. 1.

Таблица 1

Распределение энерговыделения в элементах конструкции ампульного канала и ОУ

Элемент конструкции	Доля энерговыделения, отн. ед.
Разделитель	0,07
ОУ	0,35
Корпус	0,58

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Возможные температурные режимы охлаждения образцов в ампульном канале с естественной циркуляцией теплоносителя во всем диапазоне высот контура циркуляции (от одного до 8 м) представлены на рис. 2. В качестве газа, заполняющего полость корпуса канала, принят гелий при давлении 0,1 МПа [7].

На рисунке по оси абсцисс отложены средние температуры теплоносителя на уровне образцов, по оси ординат – общая мощность, выделяемая в корпусе ампульного канала, разделителе потока и ОУ с образцами. Одному киловатту, выделяемому в ОУ, соответствует удельное энерговыделение, равное 0,7 Вт/г.

При варьировании высоты контура циркуляции и мощности энерговыделения в ампульном канале обеспечиваются режимы охлаждения образцов в диапазоне от температуры омывающего теплоносителя первого контура до температуры

кипения [8] при заданном давлении ($50 - 331^{\circ}\text{C}$).

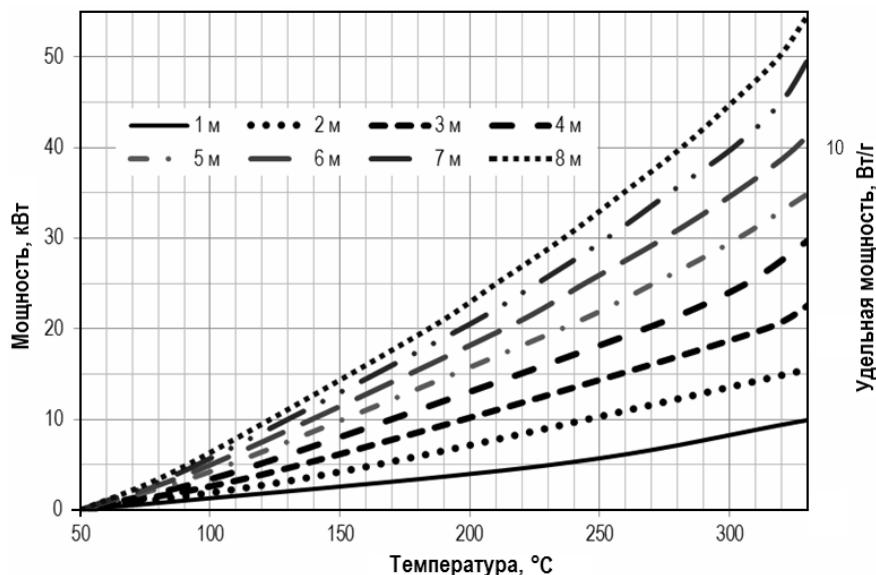


Рис. 2. Температурные режимы охлаждения образцов в ампульном канале с естественной циркуляцией во всем диапазоне высот циркуляционного контура

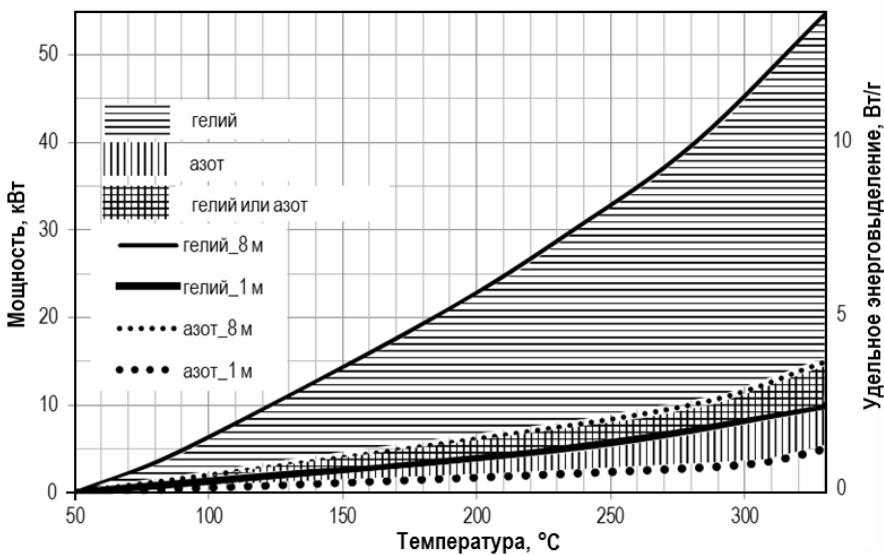


Рис. 3. Температурные режимы в ампульном канале с естественной циркуляцией

Увеличение высоты контура циркуляции приводит к снижению температуры на образцах вследствие увеличения поверхности теплообмена с теплоносителем первого контура.

При наибольшей высоте контура циркуляции нижняя граница общей мощности, при которой достигается кипение на образцах, составляет ~ 55 кВт, что соответствует ~ 20 кВт (14 Вт/г), выделяемым в ОУ с образцами. При минимальной высоте контура циркуляции можно отвести общую мощность не более 10 кВт (3,5 кВт (2,5 Вт/г) на образцах) без кипения теплоносителя.

На рисунке 2 область рабочих режимов ампульного канала снизу ограничивает-

ся кривой, соответствующей минимальной высоте контура циркуляции, а сверху – кривой, соответствующей максимальной высоте контура циркуляции.

Для оценки влияния термического сопротивления корпуса канала на условия охлаждения образцов проведены дополнительные расчеты, в которых в качестве газовой среды межкорпусного пространства задан азот при давлении 0,1 МПа (рис. 3). Вследствие малой теплопроводности азота максимальная общая мощность, при которой отсутствует кипение на образцах, составляет около 15 кВт, в то время как при заданном в качестве заполнителя межкорпусного пространства гелии, имеющем высокую теплопроводность, – примерно 55 кВт.

Использование азота позволяет достичь высоких температур при малых значениях энерговыделения на образцах (до 3,5 кВт).

На рисунке 3 видно, что существует область рабочих режимов облучения образцов, которые можно получить при использовании как гелия, так и азота в качестве газовой среды канала.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе расчетным путем показано, что в ампульном канале с естественной циркуляцией теплоносителя обеспечиваются температурные режимы охлаждения образцов в широком диапазоне температур (50 – 331 °C), что позволяет проводить облучение образцов при моделировании параметров водяных энергетических реакторов. Без кипения теплоносителя на образцах при максимальной высоте контура циркуляции при использовании гелия в качестве газа полости канала отводится не более ~55 кВт (14 Вт/г на образцах), а при использовании азота – не более 15 кВт (3,7 Вт/г на образцах), а при минимальной высоте контура циркуляции – не более 10 кВт (2,5 Вт/г на образцах) и 5 кВт (1,2 Вт/г на образцах) соответственно.

Литература

1. Середкин С.В. и др. Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава INCONEL 718 при облучении в реакторе СМ / Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. – С. 31.
2. Звир А.И., Святкин М.Н., Петелин А.Л. Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ / Материалы XI Российского совещания «Безопасность исследовательских ядерных установок» Сб. докл. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 38 - 44.
3. Осипова Т.А. Применение ампульного канала с естественной циркуляцией для внутриреакторных испытаний. XVIII Международная телекоммуникационная конференция молодых ученых и студентов «Молодежь и наука». – Москва, 2014 г.
- Доступно на сайте <http://mn.mephi.ru/articles/1110> (дата обращения 01.08.2015г.)
4. Самсонов Б.В., Цыканов В.А. Реакторные методы материаловедения. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – С. 64-71.
5. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. – М.: Атомиздат, 1973. – С. 204-220.
6. RELAP5/MOD3, Volume 1-7. Code manual. NUREG/CR-5535 INEL-95/0174, 1995.
7. Физические величины: Справочник / Под. ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.
8. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам «Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы». – М: Энергоатомиздат. 1990. – 360 с.

Поступила в редакцию 27.08.2015 г.

Авторы

Осипова Татьяна Андреевна, младший научный сотрудник, аспирант

Email: tosipova89@gmail.com

Валишин Марат Фаритович, младший научный сотрудник

E-mail: marat2oo8@mail.ru

Узиков Виталий Алексеевич, ведущий инженер-технолог

E-mail: Uzikov62@mail.ru

Палачёв Павел Сергеевич, научный сотрудник

E-mail: spthlw3@gmail.com

UDC 621. 039.5

THE RESEARCH OF FEASIBLE TEMPERATURE MODES IN THE AMPOULE CHANNEL WITH NATURAL CIRCULATION

Osipova T.A.* , **, Valishin M.F.* , Uzikov V.A.* , Palachyov P.S.*

* JSC «SSC RIAR»

Dimitrovgrad-10, Ul'yanovsk Reg., 433510 Russia

**Dimitrovgrad engineering technological institute NRNU «MEPhI»

294 Kujbysheva st., Dimitrovgrad, Ul'yanovsk Reg., 433510 Russia

ABSTRACT

The current research work provides the results of the calculation analysis of the thin-walled samples cooling during reactor irradiation in a double-hulled ampoule channel with a natural convection supply of the heatsink. Making the ampoule channel in the form of a double-hulled construction enables changing thermal resistance of the channel wall thus regulating heat leak out of it by gas composition and pressure in the cavity between the hulls. The aim of the research is to identify possible regimes of sample cooling in the present channel. The calculation analysis was carried out using the thermal-hydraulic code RELAP5/MOD3.2. In the calculations helium and nitrogen are seen as a gas gap between the hulls. There is a demonstration of the main regularities of changing irradiation temperature regimes in relation to the capacity of energy release in the channel construction materials and the irradiation device, the height of the circulation loop and thermal resistance of the channel hull. Varying the height of the circulation loop and the capacity of energy release in the construction materials enables cooling sample regimes in the range from the temperature of the first contour coolant to boiling temperature at a given pressure (50 – 331°C). Without boiling of coolant on the samples at the maximum (8 m) height of the circulation loop at most 55 kW (14 W/g on the samples) is allocated using helium as a channel cavity gas, exploiting nitrogen – 15 kW (3,7 W/g on the samples); at a minimum (1 m) height of the circulation loop no more than 10 kW (2,5 W/g on the samples) and 5 kW (1,2 W/g on the samples), correspondingly.

Key words: research reactor SM, ampoule channel with natural circulation, research results, temperature modes of irradiation.

REFERENCES

1. Serjodkin S.V., Palachyov P.S., Marihin N.Ju., Fedotova D.A., Uzikov V.A., Osipova T.A., Gataullina G.D. Razrabotka metodiki issledovaniya korrozionnogo rastreskivaniya pod napryazheniem splava INCONEL 718 pribl. bluchenii v reaktore SM [Methodical Study of

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Stress Corrosion Cracking of Inconel 718 Alloy in the SM-3 reactor]. Report on the basic research work carried out in 2013. Dimitrovgrad. JSC « SSC RIAR » Publ. 2014, p. 31 (in Russian).

2. Zvir A.I., Sviatkin M.N., Petelin A.L. Opyt ekspluatacii vysokopotochnogo issledovatel'skogo reaktora SM [The trial of exploitation of the high flux research reactor SM]. *Materialy 11-go ezhegodnogo rossijskogo soveshchanija «Bezopasnost' issledovatel'skih yadernyh ustyanovok»* [Materials of the eleventh annual Russian counsel «The safety of research nuclear facilities】. Dimitrovgrad, 2009, pp. 38-44 (in Russian).

3. Osipova T.A. Primenenie ampul'nogo kanala s estestvennoj cirkulyacij dlya vnutrireaktornyh ispytanij [The application of an ampoule channel with natural circulation for in-core testing]. *18-ya Mezhdunarodnaya telekommunikacionnaya konferenciya molodyh uchonykh i studentov «Molodezh' i nauka»* [18th World telecommunication conference of young researchers and students «Youth and science»]. Moscow, 2014.

Available at: <http://mn.mephi.ru/articles/1110/> (accessed 1 Aug 2015) (in Russian).

4. Samsonov B.V. Tsykanov V.A. *Reaktornye metody materialovedeniya* [Reactor Materials Methods]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1991, pp.64-71 (in Russian).

5. Tsykanov V.A. Samsonov B.V. *Tekhnika obлучeniya materialov v reaktorah s vysokim nejtronnym potokom* [Technique irradiation materials in reactors with a high neutron flux]. Moscow, Atomizdat Publ. 1973, pp. 204-220 (in Russian).

6. RELAP5/MOD3, Volume 1-7. Codemanual. NUREG/CR-5535 INEL-95/0174, 1995.

7. Babichev A.P., Babushkina N.A., Bratkovskij A.M., Brodov M.E., Bystrov M.V., Vinogradov B.V., Vinokurova L.I., Gel'man Je.B., Geppe A.P., Grigor'ev I.S., Gurtovoj K.G., Egorov V.S., Eleckij A.V., Zarembo L.K., Ivanov V.Ju., Ivashinceva V.L., Ignat'ev V.V., Imamov R.M., Injushkin A.V., Kadobnova N.V., Karasik I.I., Kikoin K.A., Krivoruchko V.A., Kulakov V.M., Lazarev S.D., Livshic T.M., Ljubarskij Ju.Je., Marin S.V., Maslov I.A., Mejlihov E.Z., Migachev A.I., Mironov S.A., Musatov A.L., Nikitin Ju.P., Novickij L.A., Obuhov A.I., Ozhogin V.I., Pisarev R.V., Pisarevskij Ju.V., Ptuskin V.S., Radciq A.A., Rudakov V.P., Summ B.D., Sjunjaev R.A., Hlopkin M.N., Hljustkov I.N., Cherepanov V.M., Chertov A.G., Shapiro V.G., Shustrjakov V.M., Jakimov V.M., Janovskij V.P. *Fizicheskie velichiny: Spravochnik* [Physical quantities: Reference book]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1991, 1232 p. (in Russian).

8. Kirillov P.L., Yuriev.Y.S., Bobkov V.P. *Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam (Yadernye reaktory, teploobmenniki, parogeneratory)* [Reference book on thermohydraulic calculations (Nuclear reactors, heat-exchange units, steam-generating units)]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1990, 360 p. (in Russian).

Authors

Osipova Tatiana Andreevna, Junior Research Scientist, PhD Student
E-mail: tosipova89@gmail.com

Valishin Marat Faritovitch, Junior Research Scientist
E-mail: marat2oo8@mail.ru

Uzikov Vitalij Alekseevitch, Lead Industrial Engineer
E-mail: Uzikov62@mail.ru

Palachyov Pavel Sergeevich, Research Scientist
E-mail: spthlw3@gmail.com

БИБЛИОТЕКА УСЛОВНЫХ ГРАФИЧЕСКИХ ОБОЗНАЧЕНИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ В ФОРМАТЕ МАСШТАБИРУЕМОЙ ВЕКТОРНОЙ ГРАФИКИ

А.Г. Юферов

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



Описаны результаты создания и применения библиотеки условных графических обозначений (УГО) элементов энергетического оборудования, предусмотренных стандартами ГОСТ 21.403-80 «Оборудование энергетическое», 2.789-74 «Аппараты теплообменные». Библиотека реализована в формате SVG – масштабируемая векторная графика. Полученные решения лежат в русле известных работ по созданию библиотек параметрических фрагментов условных обозначений элементов схем и чертежей в системах проектирования различного отраслевого назначения. Формат SVG предназначен для использования в веб-приложениях, поэтому создание SVG-кодов для УГО элементов энергетического оборудования по стандартам ГОСТ 21.403-80, 2.789-74 является необходимым этапом при разработке веб-аналогов программ термодинамической оптимизации энергоустановок. Одним из главных доводов в пользу формата SVG является возможность его сопряжения с расчетными программами. Так, в АСУ ТП, разрабатываемых на веб-платформе, масштабируемая векторная графика обеспечивает динамический пользовательский интерфейс, функциональность мнемосхем и изменение их состава в зависимости от наличия и состояния элементов оборудования. Важное основание для освоения и использования формата SVG состоит также в том, что этот формат становится основой (пока рекомендуемой, в перспективе – обязательной) электронного документооборота в сфере проектной документации в рамках международной стандартизации и унификации форматов обмена информацией. На конкретных примерах показана эффективность текстового формата SVG для компоновки схем энергетического оборудования. Библиотека предназначена для использования как при решении конкретных производственных задач, связанных с анализом тепловых схем энергоустановок, так и при подготовке студентов-энергетиков. Библиотека и сопутствующие материалы размещены в открытом доступе в интернете. Сформулирован ряд предложений по дальнейшему развитию библиотеки.

Ключевые слова: САПР, энергетическое оборудование, масштабируемая векторная графика, SVG, обмен данными.

ВВЕДЕНИЕ

Современное развитие систем автоматизированного проектирования следует парадигме «текст+код», предусматривающей текстовое представление чертежей и его интеграцию с вычислительными кодами проектных расчетов. Такой подход ликвидирует множество узких мест, обусловленных как традиционной «бумажной» технологией работы с проектной документацией, так и возникших в процессе компьютеризации деятельности конструктора [1]. На этом пути могут быть реализованы следующие возможности:

- работа с чертежом как с базой данных, содержащей графические, числовые и текстовые элементы;
- обеспечение валидности, согласованности и верифицируемости конструкторской документации путем применения соответствующих программных средств контроля к базе данных чертежа;
- модифицируемость чертежей, их повторное использование и управление библиотеками чертежей, как следствие, – минимизация трудозатрат на чертежные работы, обеспечение полноты документации, упрощение ее сопровождения и модификации;
- параметризация, масштабирование, автоматический вывод на чертеж размеров и расчетных характеристик (масс, объемов и т.д.) с использованием, например, стандартной открытой технологии DOM (*Document Object Model* – объектная модель документа);
- унификация мнемосхем и чертежных графических элементов, автоматическая генерация монтажной схемы на основе принципиальной и т.п.;
- автоматическая генерация или корректировка конструкторской документации по результатам оптимизационных проектных расчетов;
- поддержка в единой технологии и в единой языковой среде всех уровней описания изделия на всех этапах жизненного цикла изделия (принципиальная схема, сборочный и монтажный чертежи) и всех видов проектно-эксплуатационной документации с использованием, например, стандартов ГОСТ Р ИСО 10303 (стандарт обмена данными модели изделия STEP – *STandard for Exchange of Product model data*), в состав которых входит объектно-ориентированный язык EXPRESS, реализующий технологию EDI/XML (*Electronic Data Interchange/ Extensible Markup Language*) применительно к описанию моделей изделий на разных этапах их жизненного цикла;
- динамический графический интерфейс в АСУ ТП, приданье функциональности мнемосхемам и изменение их состава (конфигурации) в зависимости от наличия и состояния элементов оборудования.

ПЕРСПЕКТИВЫ ФОРМАТА SVG В САПР

Первый шаг на пути решения вышеперечисленных задач – использование текстового формата для представления чертежей. Формат SVG в высокой степени подходит для этих целей [2, 3]. Разумеется, существующие чертежные форматы также обеспечивают в той или иной степени выполнение указанных требований. Однако предпочтительность формата SVG обусловлена его простотой, открытостью, широкой поддержкой, согласованностью с другими стандартами и, что особенно важно, с веб-технологиями. В этом его преимущество перед известными форматами файлов САПР, которые (в силу причин, обусловленных историей создания и развития форматов) требуют сегодня существенных усилий при интеграции чертежей с внешними вычислительными программами, с технологией DOM или при обеспечении редактирования чертежей в режиме удаленного доступа.

Еще более важное основание для освоения и использования формата SVG состоит

в том, что постепенно этот формат становится основой (пока рекомендуемой, в перспективе – обязательной) электронного документооборота в сфере проектной документации самых различных отраслей. Это вызвано очевидной потребностью в наличии стандартных унифицированных форматов международного обмена информацией, в частности, чертежной.

В отличие от других графических форматов SVG достаточно просто сшивается с расчетными программами для отображения на чертеже числовой информации в динамике.

В работе описана реализация в формате SVG условных графических обозначений энергетического оборудования, предусмотренных ГОСТ 21.403-80 «Оборудование энергетическое», 2.789-74 «Аппараты теплообменные», а также использованных в ряде работ, посвященных оптимизации энергетического оборудования [4 – 13]. Мотивация для создания описываемой библиотеки состояла в обеспечении графических средств для веб-аналогов известных программ термодинамической оптимизации энергоустановок [14 – 16].

SVG-КОДЫ РЕАКТОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

В качестве конкретных примеров использования формата SVG приводятся SVG-коды условных графических обозначений для некоторых элементов реакторного оборудования согласно ГОСТ 21.403-80: реактор с обозначением числа петель (рис. 1); сепаратор реактора РБМК (рис. 2); барботер (рис. 3); паровой компенсатор давления теплоносителя ЯР (рис. 4); деаэратор первого контура (рис. 5). Коды остальных УГО, предусмотренных стандартами ГОСТ 21.403-80, 2.789-74, размещены на сайте описываемой библиотеки.

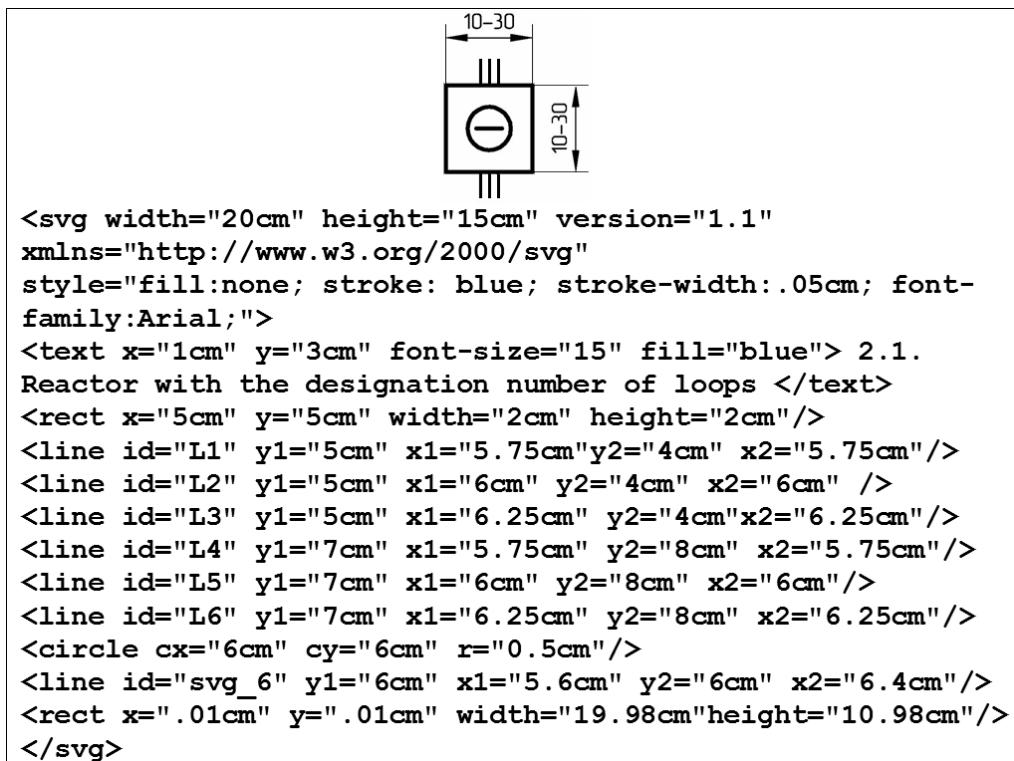


Рис. 1. Реактор с обозначением числа петель

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

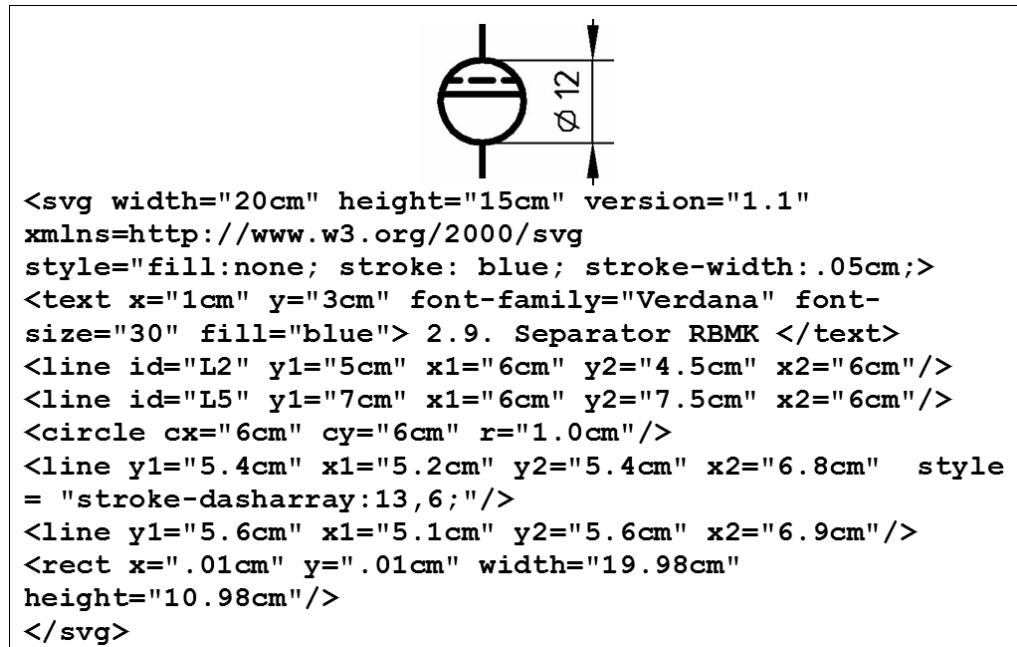


Рис. 2. Сепаратор реактора РБМК

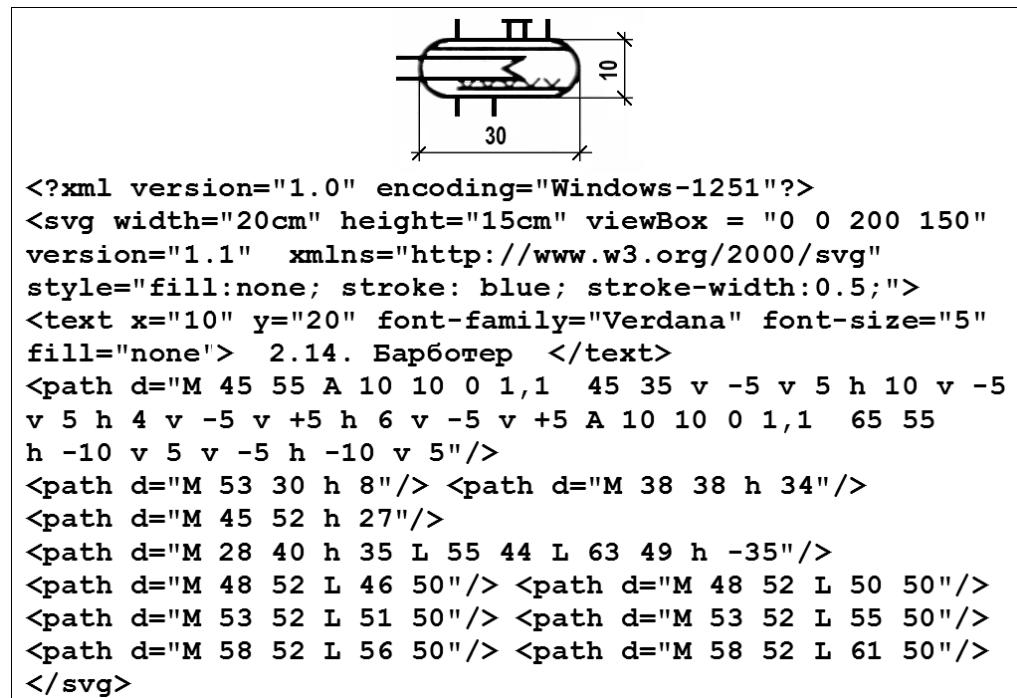
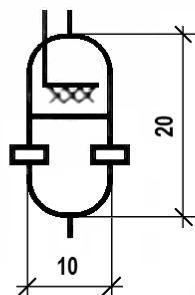


Рис. 3. Барботер

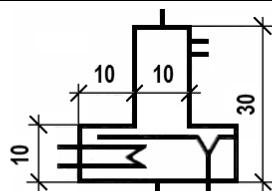


```

<svg width="20cm" height="15cm" viewBox = "0 0 200 150"
version="1.1" xmlns=http://www.w3.org/2000/svg
style="fill:none; stroke: blue; stroke-width:0.5;">
<text x="10" y="15" font-family="Verdana" font-size="5"
fill="blue">
    2.10. Pressurizer nuclear reactor coolant (steam)
</text>
<path d="M 50 60 A 5 5 0 1,1 60 60 v 10 A 5 5 0 0,1 50
70 v -10"/>
<polyline points="52,50 52,58 58,58" />
<line y1="55" x1="55" y2="50" x2="55" />
<line y1="75" x1="55" y2="80" x2="55" />
<line y1="64" x1="50" y2="64" x2="60" />
<rect x="48" y="67" width="4" height="2" fill="white" />
<rect x="58" y="67" width="4" height="2" fill="white" />
<rect x=".01cm" y=".01cm" width="19.98cm"
height="10.98cm"/>
</svg>

```

Рис. 4. Компенсатор давления теплоносителя ЯР (паровой)



```

<?xml version="1.0" encoding="Windows-1251"?>
<svg width="20cm" height="15cm" viewBox = "0 0 200 150"
version="1.1" xmlns=http://www.w3.org/2000/svg
style="fill:none; stroke: blue; stroke-width:0.5;">
<text x="80" y="20" font-family="Verdana" font-size="5"
fill="blue"> 2.15. Деаэратор I контура </text>
<path d="M 40 35 h 10 v -20 h 5 v -5 v 5 h 5 v 2.5 h 5 h
-5 v 2.5 h 5 h -5 v 15 h 10 v 20 h -30 v -20"/>
<path d="M 28 40 h 35 L 55 44 L 63 49 h -35"/>
<path d="M 45 38 h 19 L 66 43 v 15 v -15 L 68 38 h 2"/>
<path d="M 55 55 v 5" />
</svg>

```

Рис. 5. Деаэратор первого контура

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

```
<?xml version="1.0" encoding="Windows-1251" standalone="no"?>
<!DOCTYPE svg PUBLIC "-//W3C//DTD SVG 1.0//EN"
"http://www.w3.org/TR/2001/REC-SVG-20010904/DTD/svg10.dtd">
<head> <title>Первый контур ВВЭР</title>
<script>
function fresh() { location.reload(); }
setInterval("fresh()",500);
</script> </head>
<body><svg width="250mm" height="120mm" viewBox = "0 0 250
120" version="1.1" xmlns="http://www.w3.org/2000/svg"
xmlns:xlink="http://www.w3.org/1999/xlink"
onload="PWR_steam();"
style="fill: none; stroke: blue; stroke-width: .5;
font-family: Arial; font-size: 4; ">
<script> <![CDATA[ function PWR_steam() {
// температура и давление на выходе из парогенератора
T=270+Math.random()*10; P = 5 + Math.random();
T =T.toFixed(0); P =P.toFixed(1);
textNode = document.createTextNode(T + " C, "+ P + " МПа");
t_pg_ou=document.getElementById("t_pg_ou");
t_pg_ou.appendChild(textNode); t_pg_ou.removeChild(
t_pg_ou.children[1]); }]]> </script>
<text x="30" y="10" fill="blue" > Первый контур ВВЭР</text>
<defs> <g id = "PWR" >
<rect x="50" y="50" width="20" height="20"/>
<line y1="50" x1="60" y2="40" x2="60"/>
<line y1="70" x1="60" y2="80" x2="60"/>
<circle cx="60" cy="60" r="5" />
<line y1="60" x1="56" y2="60" x2="64"/></g>
<g id = "PWR_steam_generator" >
<text id = "t_pg_ou" x="62" y="48" > ОСЦИЛЛЯЦИИ: </text>
<line y1="50" x1="60" y2="45" x2="60"/>
<line y1="70" x1="60" y2="75" x2="60"/>
<line y1="53" x1="53" y2="53" x2="67" />
<circle cx="60" cy="60" r="10"/>
<path d="M -20 55 h 85 L 60 60 L 65 65 h -45 v 55 h -40"/></g>
<g id = "GCN" > <circle cx="45" cy="45" r="10" />
<text x="41" y="41" > ГЦН </text>
<rect x="55" y="40" width="10" height="10"/>
<circle cx="75" cy="45" r="5" />
<path d = "M 45 35 v -5"/> <path d = "M 45 55 v 5" />
<path d = "M 57 40 v -5"/> <path d = "M 57 50 v 5" />
<path d = "M 63 50 v 5" /> <path d = "M 65 45 h 5" />
</g> </defs>
<use xlink:href="#PWR" x="30" y="10"/>
<use xlink:href="#GCN" x="45" y="55" />
<use xlink:href="#PWR_steam_generator" x="110" y="-5" />
<text x="91" y="59" fill="blue" > 322C, 16 МПа </text>
<text x="91" y="84" fill="blue" > 289C </text>
</svg> </body> </html>
```

Рис. 6. SVG-файл упрощенной схемы первого контура ВВЭР

ПРИМЕР КОМПОНОВКИ ЧЕРТЕЖА

Представленный на рис. 6 SVG-файл демонстрирует средства компоновки тепловой схемы из наличных УГО. Соответствующий чертеж приведен на рис. 7.

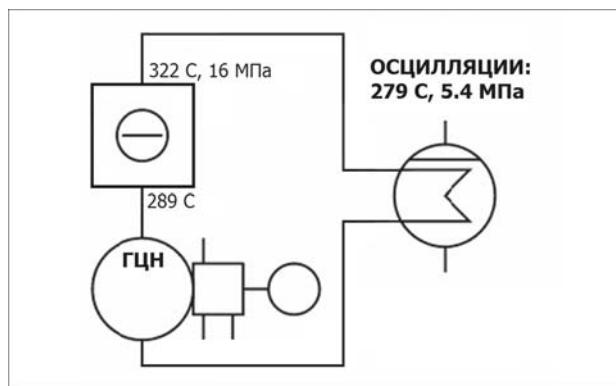


Рис. 7. Пример отображения чертежа в браузере

УГО оформляется как отдельный объект путем заключения его элементов в теги группы `<g> </g>` с указанием подходящего имени группы. Коллекция таких УГО, необходимых для создания конкретного чертежа, размещается в SVG-файле, заключенная в теги `<defs> </defs>`. Это обеспечивает невидимость коллекции, но позволяет выбирать из нее УГО по именам и копировать их в необходимом количестве в нужные позиции чертежа. Например, при таком подходе приведенная на рис. 7 схема первого контура ВВЭР описывается в три строчки:

```
<use xlink:href="#PWR" x="30" y="10"/>
<use xlink:href="#GCN" x="45" y="55" />
<use xlink:href="#PWR_steam_generator" x="110" y="-5" />.
```

Приведенный на рис. 6 SVG-код интегрирован с расчетным модулем, имитирующим отклонения температуры и давления на выходе из парогенератора от номинальных значений. Отображение текущих значений расчетных величин обеспечивается путем программного периодического обновления веб-страницы, в которую встроен SVG-код.

Однажды созданный SVG-чертеж может многократно совершенствоваться в различных направлениях, пополняться деталями, сценариями или может быть оформлен как автономный объект для вставки в другие чертежи. Необходимые манипуляции выполнимы как с помощью графических редакторов, так и в тексте соответствующего SVG-файла программно или вручную. В этом существенное положительное отличие формата SVG от других векторных форматов, требующих для обработки специфической среды.

На практике для чертежа определенного класса, например, тепловой схемы энергоустановки, у чертежника вырабатывается характерная разметка, определяющая возможное размещение и соединение графических элементов (сетка УГО). В технологии SVG сетка УГО строится тривиально. При наличии такой стандартной разметки можно строить сложные схемы, пользуясь только текстовым редактором для указания ячейки сетки и помещаемым в нее УГО. При этом описание требуемого УГО может находиться во внешнем (библиотечном) файле. Пример подобного позиционирования УГО показан на рис. 8.

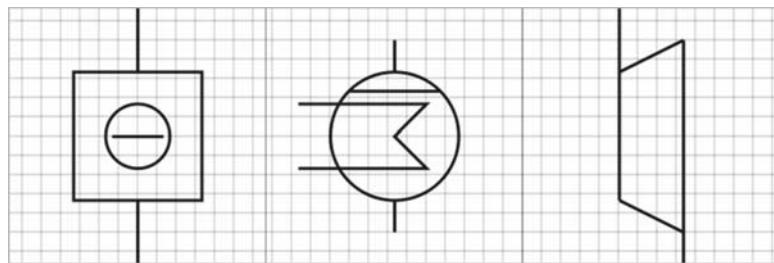


Рис. 8. Пример компоновки УГО на сетке

Связи УГО удобно задавать на отдельной более мелкой сетке. Однако, как можно заметить (см. рис. 8), потребуются некоторые вычисления для исключения смещения сеток, обусловленного ненулевой толщиной линий разметки. Формат SVG позволяет включить модуль подобных вычислений непосредственно в SVG-файл. Альтернативная возможность состоит в использовании масштабных сеток, в шагах которых задаются все размеры УГО.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе получены следующие результаты.

1. В формате SVG создана библиотека графических обозначений элементов энергетического оборудования, предусмотренных стандартами ГОСТ 21.403-80, 2.789-74.

2. Создан сайт для размещения текущей версии библиотеки в свободном доступе. Для просмотра отдельных чертежей сайт доступен по адресу

[html://178.215.91.20/eo](http://178.215.91.20/eo),

а для оперативной загрузки всей библиотеки – по адресу

<ftp://178.215.91.20/eo>.

3. На сайте размещены материалы, содержащие пояснения по конкретным языковым конструкциям, использованным в работе для оформления SVG-файлов, и по изготовлению схем энергетического оборудования с использованием УГО в формате SVG. Приведены также рекомендации по заданию оптимальной области отображения чертежа в браузере, по указанию размеров и по использованию кириллических шрифтов в SVG-кодах.

4. Для упрощения компоновки схем и чертежей из стандартных элементов предложена концепция вложенных масштабных сеток.

В качестве дальнейших задач в сфере применения формата SVG для описания, визуализации и расчета схем энергетического оборудования укажем следующее.

1. Создание библиотеки УГО, модифицированных с учетом практики построения схем энергетического оборудования. В частности, необходимо усовершенствование геометрии УГО применительно к их использованию на стандартных сетках, чтобы упростить масштабирование и построение связей.

2. Создание библиотеки анимированных (повороты, масштабирование, заливка, динамический текст и т.д.) графических обозначений элементов энергетического оборудования для поддержки расчетных и чертежных задач.

3. Адаптация локальных и веб-редакторов файлов SVG для создания схем энергоустановок, т.е. накопление шаблонов и сценариев в среде соответствующего редактора.

4. Интеграция с базами фактографических данных энергоустановок.

5. Интеграция с языком EXPRESS стандарта ГОСТ Р ИСО 10303 для описания моделей изделий. Обе технологии основаны на языке XML, что упрощает эту задачу.

6. В перспективе стандарты, подобные ГОСТ 21.403-80, 2.789-74, определяющие

вид некоторых графических элементов, должны сопровождаться соответствующими компьютерными кодами этих элементов в различных форматах.

Литература

1. Хорас Д., Легг С. Конструкторские базы данных. – М.: Машиностроение, 1990.
2. Scalable Vector Graphics (SVG) 1.1 (Second Edition). W3C Recommendation. <http://www.w3.org/TR/2011/REC-SVG11-20110816>.
3. Кариев Ч. Масштабируемая векторная графика. <http://intuit.ru/studies/courses/1063/210/info>.
4. ГОСТ 21.403-80. ЕСКД. Обозначения условные графические в схемах. Оборудование энергетическое.
5. ГОСТ 2.701-84. ЕСКД. Правила выполнения схем.
6. ГОСТ 2.789-74. ЕСКД. Обозначения условные графические. Аппараты теплообменные.
7. Гордеева И.В., Кауркин В.Н. и др. Выполнение тепловых схем энергетических установок. – М.: Издательский дом МЭИ, 2010.
8. Левенталь Г. Б., Попырин Л. С. Оптимизация теплоэнергетических установок. – М.: Энергия, 1970.
9. Попырин Л. С. Математическое моделирование и оптимизация теплоэнергетических установок. – М.: Энергия, 1978.
10. Попырин Л. С. Математическое моделирование и оптимизация атомных электростанций. – М.: Наука, 1984.
11. Попырин Л.С., Самусев В.И., Эпельштейн В.В. Автоматизация математического моделирования теплоэнергетических установок. – М.: Наука, 1981.
12. Канаев А.А., Ратников Е.Ф., Конн И.З. Термодинамические циклы, схемы и энергооборудование атомных электростанций. – М.: Атомиздат, 1976.
13. Гохштейн Д.П., Верхивкер Г.П. Анализ тепловых схем атомных электростанций. – Киев: Вища школа, 1977.
14. Мошкарин А.В., Шелыгин Б.Л. и др. Инновационные технологии в проектировании тепловых схем паротурбинных, парогазовых и испарительных установок // Вестник ИГЭУ. – 2011. – Вып. 4. – С. 6-10.
15. Смирнов Д.К., Галашов Н.Н. Программный комплекс визуального моделирования схем теплоэнергетических установок // Известия Томского политехнического университета. 2012. – Т. 320. – № 4. – С. 6-10.
16. Николаев М.А. Веб-комплекс теплофизической оптимизации ЯЭУ // Научно-технический вестник Поволжья. – 2014. – Вып. 1. – С.130-133.

Поступила в редакцию 19.10.2015 г.

Автор

Юферов Анатолий Геннадьевич, начальник лаборатории, канд. физ.-мат. наук
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

UDC 620.9:006.354:003.62:744:004.92

LIBRARY OF GRAPHIC SYMBOLS FOR POWER EQUIPMENT IN THE SCALABLE VECTOR GRAPHICS FORMAT

Yuferov A.G.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI».

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

This paper describes the results of creation and application of library of graphic symbols of elements of power equipment under standards GOST 21.403-80 «Equipment energy», 2.789-74 «heat exchangers». The library is implemented in the format scalable vector graphics (SVG). The obtained solutions are in line with well-known works on creation of parametrical libraries of fragments of the legend elements, schematics, and blueprints in systems design for different purposes. The SVG format is designed for use in web applications, so the SVG code for the items of power equipment in compliance with GOST 21.403-80, 2.789-74 is a necessary stage in the development of web programs of the thermodynamic optimization of power plants. One of the main arguments in favor of the SVG format is that it can be integrated with the calculated codes. So, in the process control systems, developed on the web-platform, the SVG format provides a dynamic user interface, giving functionality to mimic and change their composition depending on the availability and condition of equipment. An important basis for the development and use of the SVG format is that this format becomes a means of electronic document circulation in the sphere of design documentation within the framework of international standardization and unification of formats of information exchange. In work it is shown the effectiveness of format SVG for the layout of diagrams of power equipment. The library is intended for use in solving specific production problems associated with the analysis of thermal schemes of power plants and in the training of students. Library and related materials are available on the Internet. Formulated a number of proposals for the further development of the library.

Key words: CAD, power equipment, scalable vector graphics, SVG, data exchange.

REFERENCES

1. Horafas D., Legg S. Konstruktorskie bazy dannyh [The Engineering Database]. Moscow, Mashinostroenie Publ., 1990 (in Russian).
2. Scalable Vector Graphics (SVG) 1.1 (Second Edition). W3C Recommendation. Available at: <http://www.w3.org/TR/2011/REC-SVG11-20110816>.
3. Kariev Ch. Masshtabiruemaya vektornaya grafika [Scalable vector graphics]. Available at: <http://intuit.ru/studies/courses/1063/210/info> (in Russian).
4. GOST 21.403-80. ESKD. Oboznachenija uslovnye graficheskie v shemah. Oborudovanie jenergeticheskoe [GOST 21.403-80. ESKD. Conditional graphic designations in schemes. Equipment energy] (in Russian).
5. GOST 2.701-84. ESKD. Pravila vypolneniya shem [GOST 2.701-84. ESKD. Rules of implementation of schemes] (in Russian).
6. GOST 2.789-74. ESKD. Oboznachenija uslovnye graficheskie. Apparaty teploobmennye [GOST 2.789-74. ESKD. Conditional graphic designations. Heat exchangers] (in Russian).
7. Gordeeva I.V., Kaurkin V.N., Mironova N.G., Netunaeva V.N., Poltavceva T.A., Stepanov Yu.V., Frolova G.M. Vypolnenie teplovyyh shem energeticheskikh ustanovok [The performance of thermal schemes of energy facilities]. Moscow, MEI Publ., 2010 (in Russian).
8. Levental G. B., Popyrin L. S. Optimizaciya teploenergeticheskikh ustanovok [Optimization of thermal power plants]. Moscow, Energiya Publ., 1970 (in Russian).

9. Popyrin L. S. Matematicheskoe modelirovanie i optimizaciya teploenergeticheskikh ustanovok [Mathematical modeling and optimization of thermal power plants]. Moscow, Energiya Publ., 1978.
10. Popyrin L. S. Matematicheskoe modelirovanie i optimizaciya atomnyh elektrostancij [Mathematical modeling and optimization of nuclear power plants]. Moscow, Nauka Publ., 1984 (in Russian).
11. Popyrin L.S., Samusev V.I., Jepelshtejn V.V. Avtomatizaciya matematicheskogo modelirovaniya teploenergeticheskikh ustanovok [Automation of mathematical modeling of thermal power plants]. Moscow, Nauka Publ., 1981 (in Russian).
12. Kanaev A.A., Ratnikov E.F., Kopp I.3. Termodinamicheskie cikly, shemy i energooborudovanie atomnyh elektrostancij [Thermodynamic cycles, schematic and the equipment of nuclear power plants]. Moscow, Atomizdat Publ., 1976 (in Russian).
13. Gohshtejn D.P., Verhivker G.P. Analiz teplovyh schem atomnyh elektrostancij [Analysis of thermal schemes of nuclear power plants]. Kiev, Vishha shkola Publ., 1977 (in Russian).
14. Moshkarin A.V., Shelygin B.L., Doverman G.I., Zakharenkov E.V., Zhamlikhanov T.A., Malkov E.S. Innovacionnye tehnologii v proektirovaniyi teplovyh schem paroturbinnyyh, parogazovyh i isparitel'nyh ustanovok [Innovative technology in the design of thermal circuits of steam-turbine, combined-cycle and evaporative units]. *Vestnik IGEU*. 2011, iss. 4, pp. 6-10 (in Russian).
15. Smirnov D.K., Galashov N.N. Programmnij kompleks vizualnogo modelirovaniya schem teploenergeticheskikh ustanovok [Software complex visual circuit simulation of thermal power plants]. *Izvestija Tomskogo politehnicheskogo universiteta*, 2012, v. 320, no. 4, pp. 6-10 (in Russian).
16. Nikolaev M.A. Veb-kompleks teplofizicheskoy optimizacii AEU [Web complex of the thermal optimization of nuclear power plant]. *Nauchno-tehnicheskij vestnik Povolzh'ya*. 2014, iss. 1, pp. 130-133 (in Russian).

Author

Yuferov Anatoliy Gennad'yevich, Head of Laboratory, Cand.Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПОЛЯ И ТЕПЛООТДАЧА В РАЗДВИНУТЫХ РЕШЕТКАХ ТВЭЛОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ТЯЖЁЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев

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



Рассматриваются теплоотдача и поля температур в раздвинутой решетке твэлов с тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем при различных способах дистанционирования. Анализируются данные в трех сборках твэлов с относительным шагом $s/d = 1,33$: сборка гладких твэлов, сборка твэлов, дистанционируемых двухзаходными винтовыми ребрами типа «ребро по ребру», и сборка с дистанционированием поперечными решетками. В раздвинутой решетке гладких твэлов отсутствуют неравномерности температуры по периметру твэлов в отличие от больших общих неравномерностей температуры, имеющих место в сборке с дистанционированием винтовыми навивками, которые дают значительное снижение теплоотдачи. В сборке с поперечными дистанционирующими решетками теплоотдача возрастает лишь в районе решеток, а между ними – примерно равна теплоотдаче в сборке гладких твэлов. Приводятся соотношения, рекомендуемые для расчетов чисел Нуссельта и неравномерностей температуры по периметру твэлов для указанных способов дистанционирования.

Ключевые слова: жидкокометаллический теплоноситель, модельная ТВС, эксперимент, гладкие твэлы, дистанционирующие решетки, винтовые ребра, температурное поле, числа Нуссельта, неравномерность температуры.

ВВЕДЕНИЕ

Для разработки быстрых реакторов нового поколения, характеризующихся высокой энергонапряженностью [1, 2], высоким уровнем температуры твэлов в активной зоне реакторов, требуются надежные данные по теплогидравлике активной зоны реактора (теплоотдача, температурные режимы твэлов и т.д.), которая является одной из важнейших компонент в обосновании конструкции и режимных параметров реактора [3].

В настоящее время отсутствуют количественные данные, характеризующие теплообмен в широких решетках твэлов, характерных для активной зоны быстрых реакторов нового поколения со свинцовым теплоносителем при различных видах дистанционирования твэлов. Получение этих данных (наряду с коэффициентами гидравлического сопротивления) позволяет замкнуть систему констант для показательного метода теплогидравлического расчета активных зон реакторов, охлаж-

даемых свинцом, учитывающего влияние пространственных неоднородностей геометрии и энерговыделения и являющегося эффективным инструментом теплогидравлического анализа на стадии выполнения технических проектов быстрых реакторов, а также при анализе эксплуатационных режимов.

ТЕПЛООТДАЧА И ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПОЛЯ В РЕШЕТКАХ ГЛАДКИХ ТВЭЛОВ

Имеющиеся данные по расчету коэффициентов теплоотдачи гладких твэлов с жидкотермическим охлаждением получены на основании многочисленных исследований для решеток твэлов в широких интервалах изменения определяющих параметров ($1,0 \leq s/d \leq 1,95$; $4 \leq Pe \leq 3500$; $0,007 \leq Pr \leq 0,03$; $0,02 \leq \varepsilon \leq 16$). Это позволило выявить основные закономерности теплообмена в решетках гладких твэлов с жидкотермическим охлаждением и получить универсальные расчетные формулы.

Для обобщения чисел Нуссельта принятая формула ($\varepsilon \geq 0,01$; $1,0 \leq s/d \leq 2,0$; $1 \leq Pe \leq 4000$) [4 – 6]

$$Nu = Nu_{\text{л}} + f(\varepsilon, x) Pe^{\varphi(x)}, \quad (1)$$

где $Nu_{\text{л}}$ – число Нуссельта для ламинарного течения теплоносителя; $x = s/d$ – относительный шаг решетки твэлов; $\varepsilon = \varepsilon_6$ – параметр теплового подобия твэлов, рассчитанный по основной гармонике разложения температурного поля в ряд Фурье (для треугольной решетки твэлов – это шестая гармоника – $k = 6$); $f(\varepsilon, x)$ и $\varphi(x)$ – эмпирические функции. В числах Nu и Pe за характерный размер принят гидравлический диаметр ячейки регулярной решетки твэлов.

Значения $Nu_{\text{л}}, f$ и φ рассчитываются по формулам [4 – 6]

$$Nu_{\text{л}} = \left[7,55x - \frac{6,3}{x^{17x(x-0,81)}} \right] \left[1 - \frac{3,6x}{x^{20}(1+2,5\varepsilon^{0,86})+3,2} \right], \quad (2)$$

$$f = \frac{0,041}{x^2} \left(1 - \frac{1}{\frac{x^{30}-1}{6} + \sqrt{1,24\varepsilon + 1,15}} \right), \quad (3)$$

$$\varphi = 0,56 + 0,19x - 0,1/x^{80} \quad (4)$$

или берутся из соответствующих номограмм.

Структура формул (1) – (4) полностью сохраняется лишь для диапазона относительных шагов $1,0 \leq s/d \leq 1,20$ (тесные решетки твэлов). Для других характерных диапазонов s/d формула существенно упрощается. Например, для диапазона относительных шагов $1,2 \leq s/d \leq 1,95$, в который входит рассматриваемый в работе относительный шаг решетки твэлов $s/d = 1,33$, формула для чисел Нуссельта такова [6, 7]:

$$Nu = Nu_{\text{л}} + 0,041 Pe^{0,56+0,19x/x^2}, \quad (5)$$

$$Nu_{\text{л}} \cong 7,55x - 20x^{-13}. \quad (6)$$

На рисунке 1 представлено сравнение экспериментальных и расчетных данных по теплообмену жидких металлов в раздвижных гладких решетках стержней [5 – 7].

За основу обобщения неравномерностей температуры принимается формула [4 – 7]

$$\Delta T = (t_w^{\max} - t_w^{\min}) \cdot \lambda_f / (q^{\text{cp}} \cdot R) = \Delta T_{\text{л}} / (1 + \gamma(\varepsilon) \cdot Pe^{\beta(x)}), \quad (7)$$

где ΔT_l – неравномерность температуры при ламинарном режиме течения, определяемая по nomogramme [6, 7]; $\gamma(\varepsilon)$ и $\beta(x)$ – эмпирические функции.

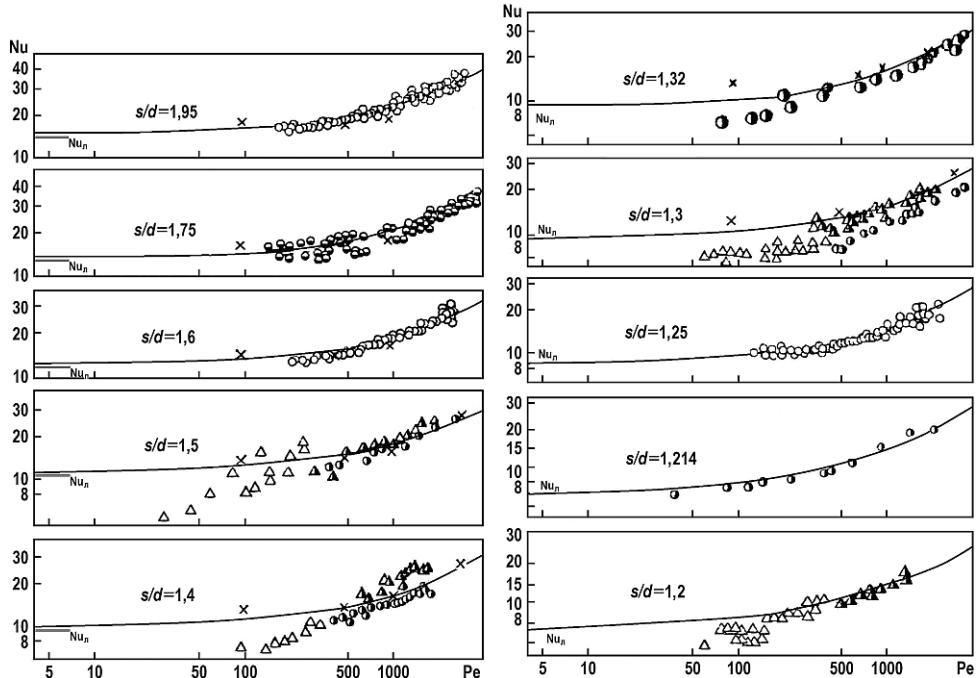


Рис. 1. Сравнение расчетных (линии) и экспериментальных (символы) данных по теплообмену жидких металлов в раздвинутых гладких правильных решетках стержней (сплошная линия – расчет по формуле (5)) [5 – 7]

Отметим, что формула (7) получена для неравномерностей температуры по периметру гладких твэлов, расположенных в тесной решетке ($1,0 \leq x \leq 1,15$), где велико влияние друг на друга соседних твэлов и когда неравномерности температуры в значительной мере определяются эквивалентной теплопроводностью твэлов (параметром ε). В раздвинутых решетках твэлов неравномерности температуры практически отсутствуют.

ТЕПЛООТДАЧА И ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПОЛЯ В РЕШЕТКАХ ОРЕБРЕННЫХ ТВЭЛОВ (ВИНТОВЫЕ НАВИВКИ ТИПА «РЕБРО ПО РЕБРУ»)

Экспериментальная модель ТВС с оребренными имитаторами твэлов

Экспериментальная модель ТВС с оребренными имитаторами твэлов проектируется в соответствии с принципами теплового моделирования, разработанными в ГНЦ РФ-ФЭИ [6 – 9]. Она представляет собой сборку 37-ми электрообогреваемых имитаторов твэлов (с дистанционирующими винтовыми навивками на имитаторах, выполненными по принципу касания друг с другом «ребро по ребру»), расположенных в треугольной решетке с относительным шагом $s/d = 1,33$ и размещенных в шестигранном чехле без вытеснителей на периферии.

На поверхности измерительных (поворотных) имитаторов твэлов в продольных пазах, выфрезерованных в стенке, заделываются на различных расстояниях от начала энерговыделения 12 микротермопар (равномерно по всей области энерговыделения). Они располагаются по периметру имитатора с шагом 30° . Поворот имитатора в интервале углов $0 – 360^\circ$ позволяет измерять распределение температур по его поверхности. Ребра привариваются к нижней и верхней штифтуемым в решетках пробкам и натягиваются на поворотном имитаторе, плотно прилегая к его

поверхности. При повороте имитатора в ребристой оправке каждая из 12-ти термопар, заделанных в стенке имитатора, проходит участок периметра под ребром и измеряет температуру под ним.

Измеряется температура поверхности теплообмена измерительных имитаторов твэлов и температура теплоносителя на входе и выходе модельной сборки в коллекторах, а также на выходе по всем ячейкам модельной сборки. Моделирующим теплоносителем является эвтектический сплав натрий-калий, имеющий число Прандтля, близкое по своему численному значению к числу Прандтля свинца, используемого в качестве теплоносителя в реакторе БРЕСТ-ОД-300 (один из принципов теплового моделирования [5, 8, 9]).

Подъемы температуры под ребрами. Общая неравномерность температуры по периметру измерительных имитаторов твэлов

В начале зоны энерговыделения расположение подъемов температуры под ребрами для центрального имитатора (рис. 2) – примерно через 180° , далее (по высоте) этот интервал (180°) прослеживается примерно, проявляются дополнительные максимумы от соседних ребер, численные значения которых могут быть значительными.

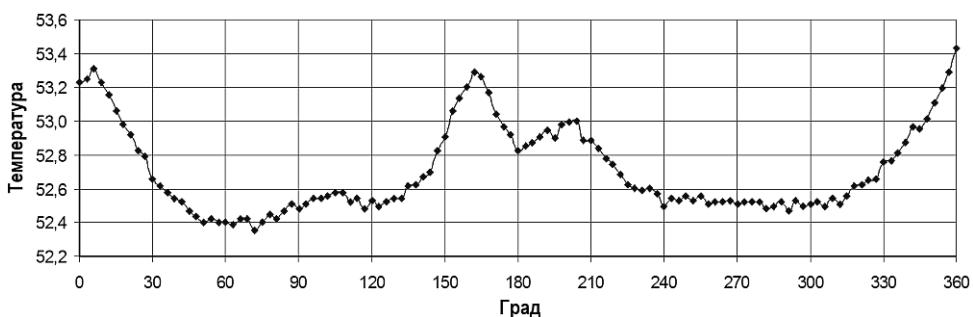


Рис. 2. Температурное поле центрального имитатора твэла модельной сборки в начале зоны энерговыделения для одного из экспериментальных режимов

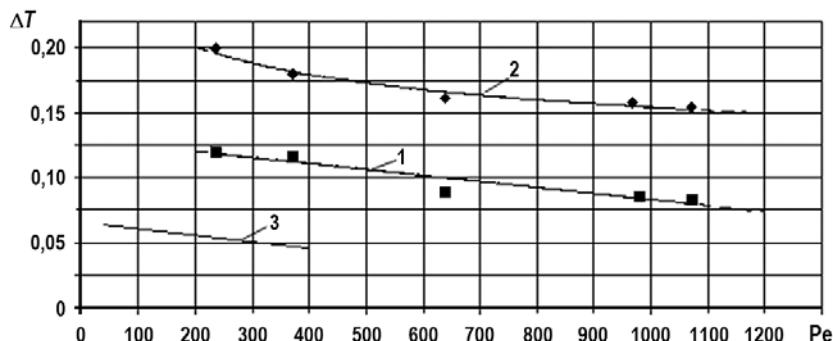


Рис. 3. Безразмерные подъемы температуры под ребрами и общие неравномерности температуры для центрального имитатора твэла модельной сборки: 1 – подъемы температуры под ребрами центрального имитатора; 2 – общая неравномерность температуры; 3 – подъемы температуры под ребрами для сборок $s/d = 1,08 - 1,10$, рассчитанные по формулам работы [11]; – – – – аппроксимация на диапазон чисел Пекле, выходящий за интервал опытных исследований

Для бокового и углового имитаторов твэлов быстро развивается общая неравномерность температуры (разница между максимальным и минимальным ее значением по периметру имитатора), численное значение которой сильно увеличивается благодаря подъемам температуры под ребрами, если их положение приходится на центральную область сборки.

Построены зависимости и получены формулы для подъемов температуры под ребрами и общих неравномерностей температуры в безразмерном виде для различных имитаторов твэлов (рис. 3) [10].

Теплоотдача

Экспериментальные данные по теплоотдаче для центрального имитатора твэла представлены на рис. 4. Сравнивая экспериментальные данные для центрального имитатора с формулой для гладких твэлов (1), получаем [11]

$$Nu_{\text{ц}} = Nu \cdot f(\text{Pe}), \quad (8)$$

где Nu – зависимость по числам Нуссельта для гладких твэлов, которую можно рассчитать по формуле (5); $f(\text{Pe})$ – поправка к числу Нуссельта на оребрение твэлов.

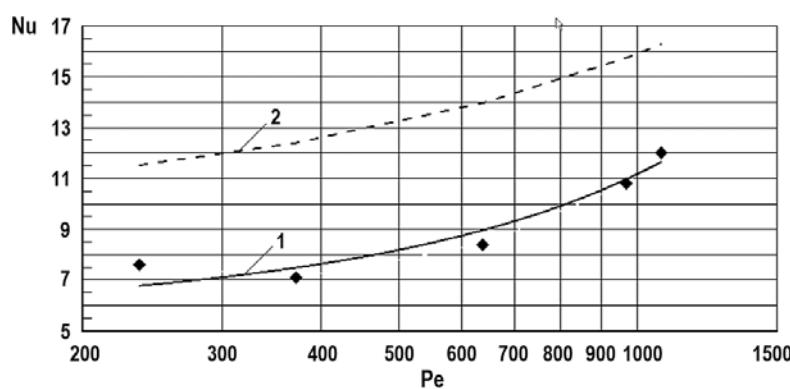


Рис. 4. Зависимость чисел Нуссельта от чисел Пекле для центрального имитатора твэла в модельных сборках:
♦ – экспериментальные данные; 1 – аппроксимация по соотношению (8) для оребренного имитатора твэла;
2 – зависимость по числам Нуссельта для решеток гладких твэлов с $s/d = 1,33$ (5)

Видно, что теплоотдача в опытах на сборке с $s/d = 1,33$ с двухзаходным оребрением твэлов «ребро по ребру» значительно ниже, чем для гладких твэлов. Играет роль особенность оребренных систем, охлаждаемых жидкими металлами: теплоотдача падает из-за неравномерностей температуры под ребрами, так как эффект турбулизации ребрами жидкого металла оказывается небольшим по сравнению с подъемами температуры под ребрами. С увеличением Pe влияние подъемов температуры под ребрами на теплоотдачу уменьшается (роль турбулентности растет), поэтому падение коэффициентов теплоотдачи оребренных твэлов по сравнению с гладкими каналами становится меньше. Если при $\text{Pe} \approx 1000$ падение составляет примерно 40%, то при $\text{Pe} \approx 2300$ теплоотдача оребренных и гладких твэлов сравнивается, т.е. при данном числе Pe , по-видимому, турбулентность жидкокометаллического потока и подъемы температуры под дистанционирующими ребрами компенсируют друг друга.

ТЕПЛООТДАЧА И ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПОЛЯ В РЕШЕТКАХ ТВЭЛОВ, ДИСТАНЦИОНIRУЕМЫХ ПОПЕРЕЧНЫМИ РЕШЕТКАМИ

Модельная ТВС с дистанционирующими решетками

Эксперименты по изучению температурных полей и теплоотдачи твэлов с дистанционирующими решетками выполнялись на 37-стержневой модельной сборке ($s/d = 1,33$), которая описана в предыдущем разделе, но вместо ребер дистанционирование осуществлялось поперечными решетками (четыре штуки по длине энерговыделения). Термопары в центральном измерительном имитаторе твэла наиболее часто заделаны в области третьей решетки, что позволяет изучить ее влияние на теплоотдачу. На рисунке 5 представлено поперечное сечение модельной сборки с конструкцией дистанционирующей решетки.

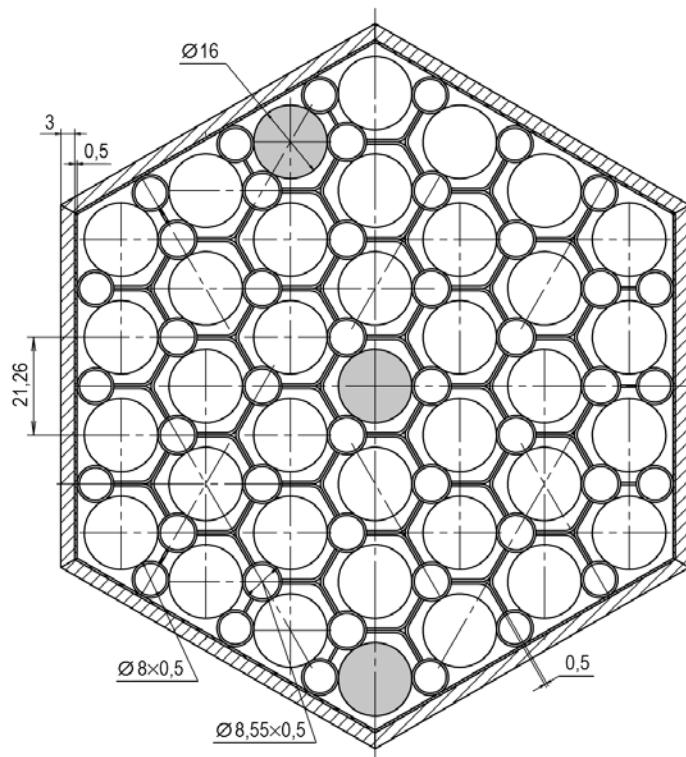


Рис. 5. Поперечное сечение модельной сборки в области дистанционирующей решетки

Результаты экспериментов в модельной ТВС с дистанционирующими решетками

Обработка экспериментальных данных велась для гладкой области имитаторов твэлов и области дистанционирующих решеток.

Пример температурного поля измерительного имитатора твэла по показаниям термопар, находящихся между дистанционирующими решетками, показан на рис. 6.

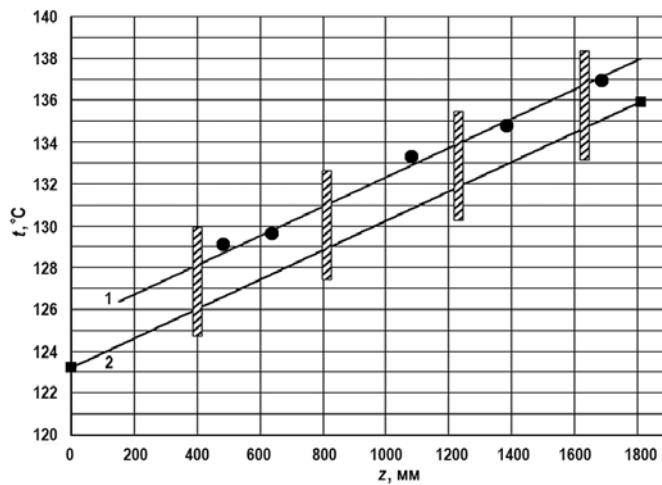


Рис. 6. Изменение температурного напора «стенка-жидкость» по длине энерговыделения центрального имитатора твэла, дистанционируемого решетками, по показаниям термопар, расположенных между решетками, для одного из экспериментальных режимов: 1 – температура стенки без поправки на заделку термопар; 2 – температура жидкости

Полученная зависимость для чисел Нуссельта в гладкой области имитаторов твэлов

с шагом $s/d = 1,33$, дистанционируемых поперечными решетками, в исследованном диапазоне чисел Пекле описывается формулой

$$Nu_{\text{пл}} = A + B \cdot Pe^C, \quad 200 \leq Pe \leq 1150. \quad (9)$$

что соответствует общему виду зависимостей $Nu(Re)$ в решетках твэлов (1), охлаждаемых жидкими металлами.

Эксперименты показали, что дистанционирующие решетки приводят к локальному всплеску теплоотдачи, которая оказывается выше, чем для гладких областей имитаторов твэлов (между решетками). Теплоотдача увеличивается по мере движения теплоносителя в решетке. Если температурный напор «стенка-жидкость» в нижнем торце решетки близок к температурному напору для гладких областей имитаторов, то внутри решетки он уменьшается и особенно малым становится у верхнего торца решетки из-за ее турбулизирующего воздействия на поток теплоносителя. Здесь наблюдается наибольшее увеличение теплоотдачи. На рисунке 7 представлено сравнение локальных чисел Нуссельта в районе дистанционирующей решетки (до, после и внутри решетки).

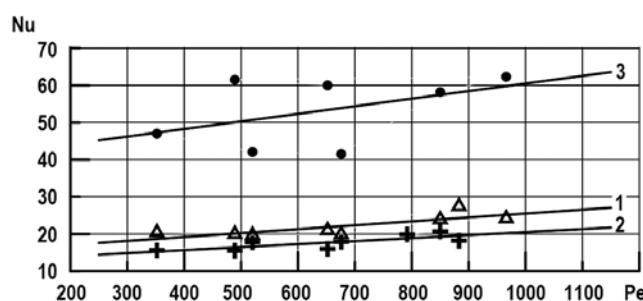


Рис. 7. Сравнение локальных чисел Нуссельта для центрального имитатора твэла в модельной сборке с дистанционирующими решетками с $s/d = 1,33$: 1 – числа Нуссельта внутри дистанционирующей решетки; 2 – числа Нуссельта непосредственно до дистанционирующей решетки; 3 – числа Нуссельта непосредственно после дистанционирующей решетки

Сравнение теплоотдачи и температурных полей в решетках твэлов, дистанционируемыми винтовыми навивками типа «ребро по ребру» и твэлов, дистанционируемыми поперечными решетками ($s/d = 1,33$)

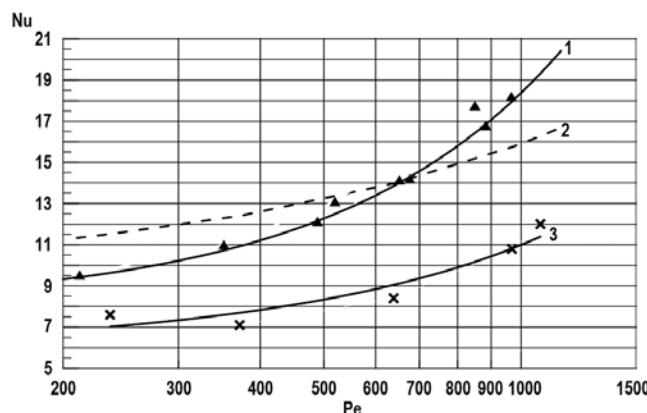


Рис. 8. Зависимость чисел Нуссельта от чисел Пекле для центрального имитатора твэла в модельных сборках твэлов с $s/d = 1,33$: 1 – экспериментальные точки по числам Нуссельта в гладкой области имитаторов твэлов, дистанционируемых поперечными решетками, с аппроксимирующей кривой, описываемой формулой (9); 2 – зависимость по числам Нуссельта для решеток гладких твэлов с $s/d = 1,33$, рассчитанная по формуле (5); 3 – зависимость по числам Нуссельта для имитаторов твэлов с двухзаходным оребрением «ребро по ребру» [10]

На рисунке 8 приведено сравнение теплоотдачи в решетках гладких твэлов и твэлов с различным типом дистанционирования («ребро по ребру» и дистанционирующие решетки).

Можно считать, что в исследованном диапазоне чисел Пекле влияние дистанционирующих решеток на твэлы невелико (между решетками сравнительно небольшое расстояние и их толщина невелика), в результате чего полученные числа Nu практически совпали с числами Nu для решеток гладких твэлов с шагом $s/d = 1,33$ (пунктирная линия на рис. 8). Отличие теплоотдачи для решеток гладких твэлов и теплоотдачи в гладкой области имитаторов твэлов, дистанционируемых поперечными решетками друг от друга, составило $\sim \pm 20\%$ при $Re = 1150$ и $Re = 200$ соответственно. При $Re \leq 650$ имеет место совпадение результатов.

Таким образом, расчеты при $200 \leq Re \leq 1150$ для гладких областей твэлов, дистанционируемых поперечными решетками, можно проводить по формуле для гладких твэлов (5) или по вновь полученной формуле вида (9).

Данные по числам Нуссельта (при относительном шаге $s/d = 1,33$) при двухходном оребрении твэлов (см. рис. 8) лежат существенно ниже. Это объясняется большими азимутальными неравномерностями температуры по сравнению с рассмотренными случаями (как отмечалось, в широких решетках гладких твэлов, охлаждаемых жидким металлом, неравномерности температуры по периметру твэлов отсутствуют, что приводит к высокой теплоотдаче). В сборке с дистанционирующими решетками азимутальные неравномерности температуры значительно меньше (при больших числах Пекле – почти в два раза), чем в случае дистанционирования твэлов винтовыми навивками «ребро по ребру».

Таким образом, при прочих равных условиях, в раздвинутых решетках твэлов с тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем дистанционирование твэлов поперечными решетками выглядит более предпочтительно с точки зрения характеристик температурных полей и теплоотдачи, чем дистанционирование двухходовыми ребрами по принципу «ребро по ребру».

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ указывает на полученные ранее надежные соотношения для расчета теплообмена в каналах и пучках гладких твэлов в идеализированных условиях «чистого» теплоносителя. Полученные вновь данные по теплообмену в ТВС с широкой решеткой, характерной для быстрого реактора со свинцовым охлаждением, указывают на ухудшение теплоотдачи при дистанционировании винтовыми навивками и увеличение азимутальной неравномерности температуры твэлов по сравнению с гладкими твэлами и при дистанционировании твэлов поперечными решетками.

Для проведения корректного расчета температурных режимов твэлов в областях неоднородностей геометрии и энерговыделения в ТВС активной зоны, для верификации теплогидравлических кодов также необходимо иметь данные по перемешиванию жидкокометаллического теплоносителя в ТВС для различных типов дистанционирования твэлов, по температурным полям в указанных выше областях ТВС. Актуальная задача создания баз данных по теплогидравлике активной зоны реакторов с жидкокометаллическим охлаждением, разработка системы верификационных тестов и проведение на этой основе верификации расчетных теплогидравлических кодов [12].

Литература

1. Адамов Е.О., Джалаевян АВ., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии и развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319-330.
2. Рачков В.И. Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке//Энергоснабжение и водоподготовка. – 2006. – №6. – С. 2-4.

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

3. Жуков А.В., Сорокин А.П., Ефанов А.Д.. Кузина Ю.А. Температурные режимы твэлов корабельных ядерных установок с жидкокометаллическим охлаждением // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №1. – С. 56-68.
4. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / Под общей ред. П.Л. Кириллова. – М: Изд. АТ. – 2010.
5. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Привезенцев В.В. Работы по реализации программы теплогидравлических исследований в РУ БРЕСТ и СВБР / Научно-технический сборник «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 год». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. – С. 211-226.
6. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов / Под ред. А.В. Жукова, А.П. Сорокина. – РТМ 1604.008-88. – Обнинск: ФЭИ. – 1989. 435 с.
7. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М., Сорокин А.П. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкокометаллическим охлаждением. – М.: Энергоатомиздат. – 1985.
8. Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). – М.: Атомиздат. – 1975.
9. Ушаков П.А. Приближенное тепловое моделирование цилиндрических тепловыделяющих элементов / Жидкие металлы. – М.: Атомиздат. – 1967.
10. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. Проблемы и особенности теплообмена и температурных полей твэлов реакторов с тяжелым теплоносителем / Сб. тез. докладов конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)». – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2013. – С. 97-99.
11. LMR core and heat exchanger thermo hydraulic design: Former USSR and present Russian approaches. IAEA-TECDOC-1060. – Vienna: IAEA. – 1999.
12. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. Анализ бенчмарк-эксперимента по гидравлике и теплообмену в сборке имитаторов твэлов с жидкокометаллическим охлаждением // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – Вып. 5. – С. 336-348.

Поступила в редакцию 25.01.2015 г.

Авторы

- Жуков Альберт Владимирович, ведущий научный сотрудник, профессор,
доктор техн. наук
E-mail: ukyzina@ippe.ru.
- Кузина Юлия Альбертовна, ведущий научный сотрудник, доцент, канд. техн. наук,
E-mail: ukyzina@ippe.ru.
- Сорокин Александр Павлович, заместитель директора, доктор техн. наук,
E-mail: sorokin@ippe.ru.
- Привезенцев Виталий Владимирович, начальник лаборатории, канд. техн. наук,
E-mail: privezentsev@ippe.ru

TEMPERATURE FIELDS AND HEAT TRANSFER IN FREE-PACKED PIN BUNDLES COOLED BY HEAVY LIQUID-METAL

Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Sorokin A.P., Privezentsev V.V.

JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering»,
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

In the paper heat transfer and temperature fields in free-packed pin bundles with heavy liquid-metal coolant are considered at various spacing ways. Experimental data for three pin bundles are analyzed for pitch of $s/d = 1.33$: a bundle of smooth fuel pins, a bundle of fuel pins spaced by bilifar-helix wire wrapper of «wire to wire» type and a bundle with spacer grids.

In the free-packed bundles of smooth fuel pins temperature non-uniformities over the perimeter of fuel pins are absent [1, 2] as opposed to high general temperature non-uniformities over the perimeter of fuel pins in the bundles with wire wrapping. Such high non-uniformities result in considerable decrease of heat transfer coefficients [3].

In the bundles with transverse spacer grids heat transfer increases only in the region of grids, but between them it is approximately equal to heat transfer coefficients in bundles of smooth fuel pins.

The correlations recommended for calculations of Nusselt numbers and temperature non-uniformities over the perimeter of fuel pins are given for the above-mentioned ways of spacing of fuel pins.

Key words: liquid-metal coolant, model fuel assembly, experiment, smooth fuel pins, spacer grids, helical wires, temperature field, Nusselt number, temperature non-uniformities.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Dzhalovyan A.V., Lopatkin A.V., Molokanov N.A., Muravyev E.V., Orlov V.V., Kalyakin S.G., Rachkov V.I. Konceptualnye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual development strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, v. 112, iss. 6, pp. 319–330.
2. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI veke [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energosberezenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
3. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Efimov A.D., Kuzina J.A. Temperaturnye rezhimy tvelov korabel'nykh yadernykh ustanovok s zhidkometallicheskim ohlazhdением [Temperature regimes of ship fuel elements of nuclear facilities with liquid cooling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 56–68.
4. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yuriev Yu.S. Spravochnik po teploidravlicheskim raschetam v yadernoj energetike. Tom 1. Teplogidravlichekie processy v YaEU. Ed. Kirillov P.L. [Handbook of thermohydraulic calculations in nuclear power engineering. 1. Thermo hydraulic processes in power reactor facilities]. Moscow, AT Publ. 2010 (in Russian).
5. Zhukov A.V., Kuzina J.A., Sorokin A.P., Privezentsev V.V. Raboty po realizacii programmy teplogidravlicheskikh issledovanij v RUBREST i SVBR. Nauchno-tehnicheskiy sbornik «Itogi nauchno-tehnicheskoy deyatelnosti Instituta yadernyh reaktorov i teplofiziki za 2011 god» [Realization works on thermohydraulic investigations for BREST and SVBR reactors]. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ. 2012, pp. 211–226 (in Russian).
6. Metodicheskie ukazaniya i rekomendacii po teplogidravlicheskому raschetu aktivnyh zon bystryh reaktorov. Ed. Zhukov A.V., Sorokin A.P. [Guidelines and recommendations for thermohydraulic calculation of fast reactor cores]. RTM 1604.008-88. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ. 1989, 435 p. (in Russian).

7. Zhukov A.V., Kirillov P.L., Matyuhin N.M. *Teplogidravlicheskij raschet TVS bystryh reactorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem.* [Thermohydraulic calculation of fuel assemblies in fast reactors with liquid cooling.]. Moscow. Energoatomizdat Publ. 1985. (in Russian)
8. Subbotin V.I., Ibragimov M.H., Ushakov P.A., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yuryev Yu.S. *Gidrodinamika i teploobmen v atomnyh energeticheskikh ustanovkah (osnovy rascheta)* [Hydrodynamics and heat transfer in nuclear power plants (basis of calculation).]. Moscow, Atomizdat Publ. 1975 (in Russian).
9. Ushakov P.A. *Priblizhennoe teplovoe modelirovanie cilindricheskikh teplovyydelyayuschih elementov. Zhidkie metally* [Approximate thermal modeling of cylindrical fuel elements. Liquid metals]. Moscow, Atomizdat Publ. 1967 (in Russian).
10. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Sorokin A.P. *Problemy i osobennosti teploobmena i temperaturnyh polej tvelov reaktorov s tyazhyolym teplonositelem* [Problems and features of heat transfer and temperature fields of fuel pins of reactors with heavy coolant]. Sb. tez. dokl. konferencii «Teplofizika reaktorov na bystryh nejtronah» (Teplofizika-2013). Ochninsk, SSC RF-IPPE Publ. 2013, pp. 97-99 (in Russian).
11. LMR core and heat exchanger thermohydraulic design: Former USSR and present Russian approaches. IAEA-TECDOC-1060. Vienna, IAEA. 1999.
12. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Sorokin A.P. *Analiz benchmark-eksperimenta po gidravlike i teploobmenu v sborke imitatotov tvelov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem* [Analysis of the benchmark-experiment on heat transfer and hydraulics in the model pin bundles with liquid metal coolant]. *Atomnaya energiya.* 2005, v. 99, no. 5, pp. 336-348.

Authors

Zhukov Albert Vladimirovich, Leading Researcher, Dr. Sci. (Engineering), Professor
E-mail: ukyzina@ippe.ru.

Kuzina Juliya Al'bertovna, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering), Associate professor
E-mail: ukyzina@ippe.ru.

Sorokin Alexandr Pavlovich, Deputy Director, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: sorokin@ippe.ru

Privezentsev Vitalij Vladimirovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),
E-mail: privezentsev@ippe.ru

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЗАПАСЕННОЙ ЭНЕГРИИ ВИГНЕРА В ГРАФИТОВОМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕ

А.М. Мочалов, А.Г. Наймушин, В.Н. Нестеров, Д.К. Пугачёв

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет
634050, г. Томск, проспект Ленина, 2*



Работа посвящена решению задачи по определению значения запасенной энергии Вигнера в облученном графите. Проведен анализ расчетных моделей образования каскадов дефектов. Определены значения каскадных функций для многогруппового расчета, зависимости скоростей накопления запасенной энергии от времени эксплуатации графита; скорость выделения запасенной энергии и зависимости температуры графита при отжиге облученного графита. Выбраны расчетные методики, на качественном уровне удовлетворительно описывающие процесс изменения энергии Вигнера при различных температурах.

Ключевые слова: запасенная энергия, энергия Вигнера, реакторный графит, каскадная функция дефектообразования.

СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ

Вопрос снятия с эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР) представляет собой комплекс проблем, связанных с необходимостью выбора оптимальных способов и методов обращения с накопленными радиоактивными отходами (РАО). Среди всей массы накопленных РАО отработанный реакторный графит занимает особое место. После длительного облучения графит не приобрел никаких свойств, которые могли бы ему создать область полезного применения. Облученный графит относится к категории неиспользуемых РАО и поэтому требуется индивидуальный подход при выборе способов обращения с ним [1].

Существенное значение на методику обращения с облученным графитом имеет влияние эффекта, обусловленного накоплением запасенной энергии Вигнера в нем в процессе нейтронного облучения [2]. С одной стороны, данные о механизмах накопления и выделения энергии Вигнера могут служить инструментом для определения радиационной поврежденности графита и, следовательно, для прогнозирования ресурса эксплуатации материала. С другой стороны, информация о накоплении и выделении запасенной энергии имеет большое значение при обосновании безопасности в процессе выработки концепции обращения с графитом выводимых из эксплуатации УГР.

Одним из наиболее важных факторов, влияющих на величину и условия выделения запасенной энергии в реакторном графите, является температура облучения (эксплуатации) графита. Понижение температуры облучения «уводит» реакторный графит в более «опасную» область. А именно, происходит увеличение самой величины запасенной энергии, снижается температура начала ее выделения, становится

© А.М. Мочалов, А.Г. Наймушин, В.Н. Нестеров, Д.К. Пугачёв, 2015

возможным ее самоподдерживающееся выделение. Цель исследования – разработка методики определения скорости накопления запасенной энергии Вигнера в графитовом замедлителе.

КАСКАДНАЯ ФУНКЦИЯ ПОВРЕЖДЕНИЯ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ МАТЕРИАЛОВ

Если в среде с ядерной концентрацией N (см^{-3}) задан спектр плотности потока нейтронов $\Phi(E)$ ($\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$), действующий в течение времени t (с), то концентрация точечных дефектов будет определяться соотношением [3]:

$$N_t = Nt \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Phi(E) \sigma_s(E) v(E) dE = Nt \sum_i \Phi_i \sigma_{si} v_i , \quad (1)$$

где $\sigma_s(E)$ – зависимость микроскопического сечения рассеяния от энергии нейтронов, см^2 ; $v(E)$ – зависимость значений каскадной функции от энергии нейтронов; i – номер энергетической группы нейтронов, если спектр потока нейтронов Φ_i и нейтронно-физические характеристики σ_{si} , v_i представлены в многогрупповой форме.

Значение каскадной функции определяет среднее число образованных точечных дефектов на один акт рассеяния нейтрона. В литературе обычно значение каскадной функции определяется из энергии первично выбитого атома $v_{\text{ПВА}}$ ($E_{\text{ПВА}}$). Эти значения отличаются на единицу:

$$v(E) = v_{\text{ПВА}}(E_{\text{ПВА}}) + 1; \quad E_{\text{ПВА}} = \xi E,$$

где единица – это первично выбитый атом; ξ – средняя логарифмическая потеря энергии нейтроном.

Соотношение (1) не учитывает процесс рекомбинации междуузельных атомов и вакансий в процессе облучения, а также уменьшение числа атомов, находящихся в узлах кристаллической решетки.

Исторически первая достаточно упрощенная модель Кинчина и Пиза [3] получена в предположениях, что

- а) атомы при соударении ведут себя как твердые сферы;
- б) все соударения упругие, и на электронное возбуждение энергия не расходуется;
- в) каскад представляет собой последовательность соударений двух тел;
- г) соударения не зависят друг от друга, и какие-либо пространственные корреляции, вытекающие из периодичности кристаллической структуры, не учитываются;
- д) кристаллической решетке энергия не передается;
- е) атом, покинувшийся до столкновения и получивший энергию меньше некоторой критической энергии E_d , не смещается.

Аналогично, если энергия налетающего атома после соударения $E' < E_d$, то он в дальнейшем не дает вклада в каскад. Эти предположения приводят нас к определению средней энергии смещения E_d . В элементарной теории будем считать, что вероятность смещения равна нулю при энергиях ниже E_d и резко возрастает до единицы при $E_{\text{ПВА}} = E_d$.

Процесс образования каскада дефектов в модели Кинчина и Пиза описывается следующим образом: налетающая частица взаимодействует с атомом кристаллической структуры, придавая атому энергию $E_{\text{ПВА}}$ больше энергии смещения E_d , тем самым образовывая первично выбитый атом и вакансию. ПВА, обладая дос-

таточно большой энергией, способен вызывать дальнейшие смещенные атомы и вакансии.

Из предположения е) следует, что атом, для которого $E_d < E_{\text{ПВА}} < 2E_d$, не может увеличить число смещенных атомов, а $v_{\text{ПВА}}$ является «ступенчатой» функцией:

$$\begin{aligned} v_{\text{ПВА}} &= 0, && \text{если } E_{\text{ПВА}} < E_d; \\ v_{\text{ПВА}} &= 1, && \text{если } E_d \leq E_{\text{ПВА}} < 2E_d; \\ v_{\text{ПВА}} &= E_{\text{ПВА}} / (2E_d) && \text{для } E_{\text{ПВА}} \gg E_d. \end{aligned} \quad (2)$$

Снайдер и Нейфельд [3] воспользовались другой моделью. Они предполагали, что в каждом соударении энергия E_d теряется на изменение (возбуждение) кристаллической решетки графита, т.е.

$$E_{\text{ПВА}} = E' + E'' + E_d.$$

Кроме того, считается, что оба атома после соударения продолжают двигаться как бы ни была мала их энергия. Следует ожидать, что в этой модели вследствие введения энергетических потерь функция $v_{\text{ПВА}}$ будет меньше, чем в модели Кинчина и Пиза. Однако благодаря включению в каскад некоторых атомов, покидающих место соударения с энергией, меньшей E_d , $v_{\text{ПВА}}$ должна увеличиваться. В действительности оба эффекта компенсируются, и выражение для $v_{\text{ПВА}}$ при больших $E_{\text{ПВА}}/E_d$ несколько отличается от выражения (2):

$$\begin{aligned} v_{\text{ПВА}} &= 0, && \text{если } E_{\text{ПВА}} < E_d; \\ v_{\text{ПВА}} &= 0,56(1 + E_{\text{ПВА}} / E_d) && \text{при } E_{\text{ПВА}} > 4E_d; \\ v_{\text{ПВА}} &= E_{\text{ПВА}} / (2E_d) && \text{для } E_{\text{ПВА}} \gg E_d. \end{aligned} \quad (3)$$

Необходимо подчеркнуть, что $v_{\text{ПВА}}$ есть среднее значение, и следует ожидать некоторые отклонения от него. В случае особенно неблагоприятных условий первичный атом мог бы рассеять всю свою энергию на одни лишь подпороговые столкновения, что дает $v = 1$. Или, в случае особенно благоприятных условий, атом мог бы потратить всю свою энергию на смещения, что дает $v_{\text{ПВА}} = E_{\text{ПВА}} / E_d$. Как и можно было ожидать, среднее значение лежит посередине между двумя пределами и равно $E_{\text{ПВА}} / (2E_d)$.

Самым слабым местом этих моделей является предположение а) о том, что атомы сталкиваются как твердые сферы. Например, Сандерс [3], применяя потенциал, обратно пропорциональный некоторой степени расстояния (r^{-l}), с помощью модели Кинчина и Пиза получил

$$v_{\text{ПВА}} = l \cdot (2^{1/(l+1)} - 1) \cdot E_{\text{ПВА}} / (2E_d),$$

где l определяется степенью расстояния, т.е. при потенциале, пропорциональном r^{-l} , значение $l = 1$, при r^{-2} получаем $l = 2$ и т.д. Для потенциала, обратно пропорциональному квадрату расстояния ($l = 2$), приближенно имеем

$$v_{\text{ПВА}} \approx 0,52 \cdot E_{\text{ПВА}} / (2E_d). \quad (4)$$

Согласно физике явления, при реальном рассеянии должно быть больше столкновений, при которых E'' попадает в область ниже порога E_d , благодаря чему эти столкновения не дают вклада в каскад. Данная картина может быть получена при учете того, что часть энергии каскада теряется вследствие возбуждения электронов в твердом теле.

Линдхард, используя потенциал Томаса-Ферми, смог определить энергетические потери ПВА на упругие рассеяния (E_c). На рисунке 1 представлена зависимость каскад-

ной функции от энергии ПВА ($E_c/(2E_d)$), полученная с помощью данных Линдхарда. Апроксимация этой зависимости позволила получить следующее соотношение:

$$v_{\text{ПВА}} \approx 987 - 980 \cdot \exp(-3,81 \cdot 10^{-6} E_{\text{ПВА}}). \quad (5)$$

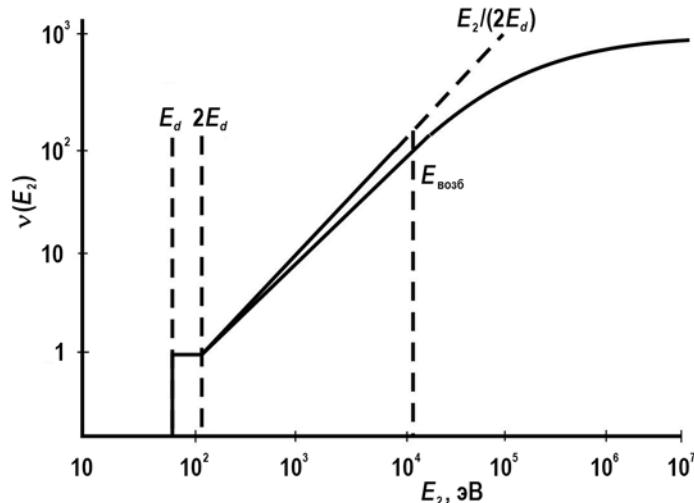


Рис. 1. Зависимость каскадной функции от энергии ПВА: E_c – энергия, рассеянная первичным атомом в упругих столкновениях; $E_{\text{возб}}$ – энергия, теряемая на возбуждение электронных оболочек атома ($E_{\text{возб}} = E_{\text{ПВА}} - E_c$)

Таким образом, представлены четыре модели каскадной функции с общими условиями: $v_{\text{ПВА}} = 0$, если $E_{\text{ПВА}} < E_d$; $v_{\text{ПВА}} = 1$, если $E_d \leq E_{\text{ПВА}} < 2E_d$. Модели называются по именам ученых, которые ввели соответствующие поправки:

– модель Кинчина и Пиза

$$v_{\text{ПВА}} = E_{\text{ПВА}}/(2E_d), \text{ если } 2E_d \leq E_{\text{ПВА}};$$

– модель Снайдера и Нейфельда

$$v_{\text{ПВА}} = E_{\text{ПВА}}/(2E_d), \text{ если } 2E_d \leq E_{\text{ПВА}} \leq 4E_d;$$

$$v_{\text{ПВА}} = 0,56(1 + E_{\text{ПВА}}/E_d), \text{ если } E_{\text{ПВА}} > 4E_d;$$

– модель Сандерса

$$v_{\text{ПВА}} = 0,52 \cdot E_{\text{ПВА}}/(2E_d), \text{ если } 2E_d \leq E_{\text{ПВА}};$$

– модель Линдхарда

$$v_{\text{ПВА}} = 987 - 980 \cdot \exp(-3,81 \cdot 10^{-6} E_{\text{ПВА}}), \text{ если } 2E_d \leq E_{\text{ПВА}}.$$

На рисунке 2 представлены расчетные значения каскадных функций реакторного графита марки ГР-280 для четырех моделей в 26-групповом представлении спектра потока нейтронов, откуда видно, что максимальное значение каскадной функции достигает 10000. Однако, согласно экспериментальных данным (см. рис. 1), значение каскадной функции для любой энергии нейтронов не превышает 1000, а следовательно, модель Линдхарда более корректно определяет значение каскадной функции для быстрых повреждающих нейтронов по сравнению с другими моделями. С другой стороны, для медленных повреждающих нейтронов результаты получаются завышенными, что связано с аппроксимационным соотношением; для этих нейтронов выбрана модель Сандерса. В таблице 1 представлены многогрупповые константы процесса дефектообразования в реакторном графите марки ГР-280.

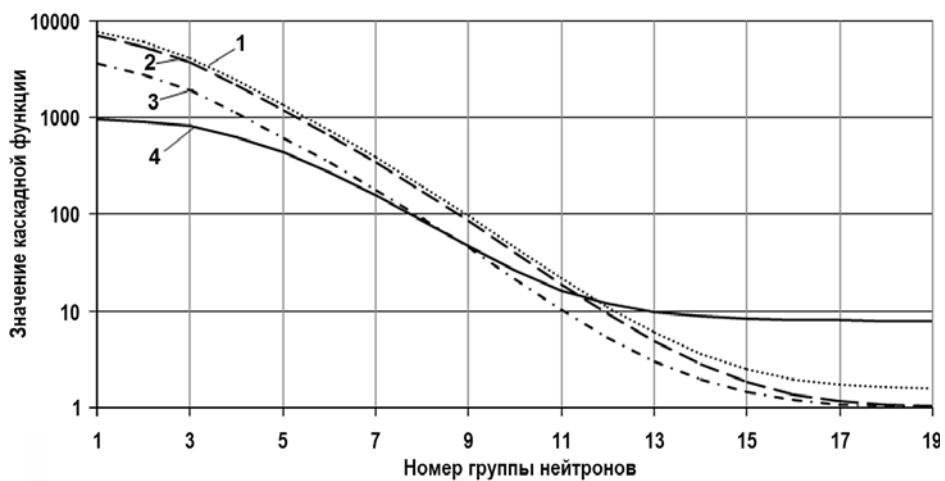


Рис. 2. Зависимость значения каскадной функции от энергетической группы нейтронов в 26-ти групповом представлении: 1 – модель Снайдера и Нейфельда; 2 – модель Кинчина и Пиза; 3 – модель Сандерса; 4 – модель Линдхарда

Таблица 1

Многогрупповые константы процесса дефектообразования в графите

i	E_n	E_{cp} , эВ	$E_{ПВА}$, эВ	ν , ед	$\sigma_s, \text{б}$	Модель
1	6,5 – 10,5 МэВ	$8,50 \cdot 10^6$	$8,78 \cdot 10^5$	953,42	1,20	Линдхарда
2	4 – 6,5 МэВ	$5,25 \cdot 10^6$	$6,77 \cdot 10^5$	913,62	1,45	
3	2,5 – 4 МэВ	$3,25 \cdot 10^6$	$4,67 \cdot 10^5$	822,39	2,00	
4	1,4 – 2,5 МэВ	$1,95 \cdot 10^6$	$2,72 \cdot 10^5$	639,83	1,80	
5	0,8 – 1,4 МэВ	$1,10 \cdot 10^6$	$1,49 \cdot 10^5$	433,41	2,55	
6	0,4 – 0,8 МэВ	$6,00 \cdot 10^5$	$8,25 \cdot 10^5$	272,44	3,10	
7	0,2 – 0,4 МэВ	$3,00 \cdot 10^5$	$4,31 \cdot 10^4$	156,33	4,00	
8	0,1 – 0,2 МэВ	$1,50 \cdot 10^5$	$2,17 \cdot 10^4$	226,68	4,30	Сандерса
9	46,5 – 100 кэВ	$7,33 \cdot 10^4$	$1,07 \cdot 10^4$	112,28	4,50	
10	21,5 – 46,5 кэВ	$3,40 \cdot 10^4$	$4,97 \cdot 10^3$	52,68	4,60	
11	10 – 21,5 кэВ	$1,58 \cdot 10^4$	$2,30 \cdot 10^3$	24,92	4,70	
12	4,65 – 10 кэВ	$7,33 \cdot 10^3$	$1,07 \cdot 10^3$	12,12	4,70	
13	2,15 – 4,65 кэВ	$3,40 \cdot 10^3$	496,91	6,16	4,70	
14	1 – 2,15 кэВ	$1,58 \cdot 10^3$	230,19	3,39	4,70	
15	465 – 1000 эВ	$7,33 \cdot 10^2$	107,06	2,11	4,70	
16	215 – 465 эВ	$3,40 \cdot 10^2$	49,69	1,51	4,70	
17	100 – 215 эВ	$1,58 \cdot 10^2$	23,02	1,23	4,70	
18	46,5 – 100 эВ	73,30	10,71	1,11	4,70	
19	21,5 – 46,5 эВ	34,00	4,97	1,05	4,70	

Примечание. Нейтроны с энергией ниже 25 эВ не образуют дефектов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗАПАСЕННОЙ В ГРАФИТЕ ЭНЕРГИИ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

Количество запасенной графитом энергии прямо пропорционально количеству точечных дефектов, что позволяет определить зависимость постоянной рекомбинации точечных дефектов от температуры облучения. Экспериментальные данные по энергии Вигнера для уран-графитовых реакторов позволили установить эту зависимость [4, 5].

Для смещения одного атома в кристаллической структуре графита требуется энергия $E_d \sim 25$ эВ. Можно предположить, что это же количество энергии выделяется при возвращении атома на вакантное место в кристаллической решетке. Решение системы дифференциальных уравнений, представленной в работе [4], определяет соотношение для количества точечных дефектов:

$$N_t = \Phi \sigma_s v N_\Sigma / (\Phi \sigma_s v + \lambda) \cdot (1 - \exp[-(\Phi \sigma_s v + \lambda)t]) + N_{0t} \exp[-(\Phi \sigma_s v + \lambda)t], \quad (6)$$

где v – число образовавшихся точечных дефектов на один акт рассеяния нейтрона на ядре атома углерода, значение каскадной функции; t – момент времени; Φ – плотность потока повреждающих нейтронов; σ_s – микроскопическое сечение рассеяния повреждающих нейтронов; λ – постоянная рекомбинации точечных дефектов (пар Френкеля); N_{0t} – число точечных дефектов кристаллической решетки в начальный момент времени; N_Σ – суммарная концентрация всех атомов, которая на протяжении времени облучения считается постоянной, т.е. процессы ядерных превращений углерода исключаются.

В данном соотношении первое слагаемое характеризует изменения количества точечных дефектов в процессе облучения, а второе – уменьшение числа точечных дефектов, которые находились в графите на момент начала облучения. Таким образом, при достаточно больших временах (порядка одного года) данная зависимость стремится к асимптоте. Зависимость энергии Вигнера на единицу массы графита от температуры облучения определяется по соотношению

$$E = E_d \cdot N_t = (25 \text{ эВ}) \cdot \Phi \sigma_s v N_\Sigma / (\Phi \sigma_s v + \lambda(T)).$$

Далее задача сводится к определению вида функции, аппроксимирующей зависимость постоянной рекомбинации от температуры $\lambda(T)$. При этом значения E и T известны (экспериментальные данные). Зависимости энергии Вигнера от температуры облучения приведены на рис. 3.

Результаты аппроксимации показывают (см. рис. 3), что экспоненциальную зависимость $\lambda(T)$ можно исключить из рассмотрения. Используя полиномиальную и степенную зависимости постоянной рекомбинации от температуры облучения, можно проследить динамику изменения концентрации точечных дефектов от времени облучения для различных температур облучения и, соответственно, зависимость энергии Вигнера от флюенса при постоянной плотности потока повреждающих нейтронов.

Для обоснования работоспособности представленной расчетной модели и расчетных параметров необходимо определить зависимость запасенной энергии от температуры при отжиге графита и возможность самонагрева облученного графита, а также провести сравнительный анализ полученных расчетных зависимостей с экспериментальными из работ [5, 6].

При определении зависимости запасенной энергии от T при отжиге графита считалось, что облученный при температуре 50 и 100°C графит равномерно нагревался от температуры облучения со скоростью 10°C в минуту. Соотношение (6) при этом примет вид

$$N_t = N_{0t} e^{-\lambda t}.$$

Скорость выделения накопленной энергии определялась по соотношению

$$V = (N_{0t} - N_t) / T,$$

где T – текущее значение температуры графита, °C. Результат представлен на рис. 4.

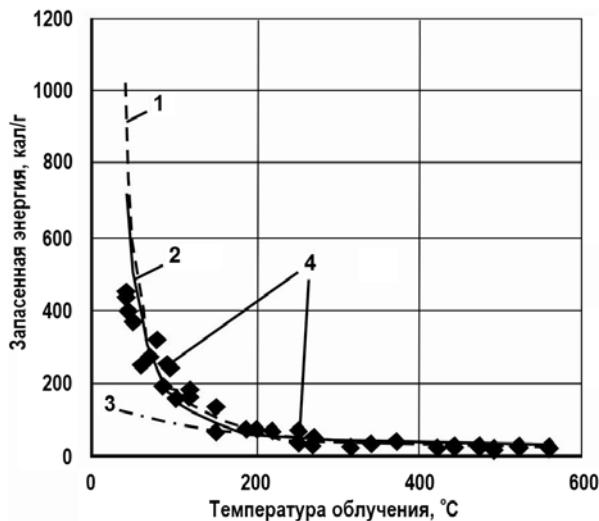


Рис. 3. Зависимость запасенной энергии от температуры для различных функций, аппроксимирующих $\lambda(T)$:
1 – полиномиальная; 2 – степенная; 3 – экспоненциальная; 4 – экспериментальные точки

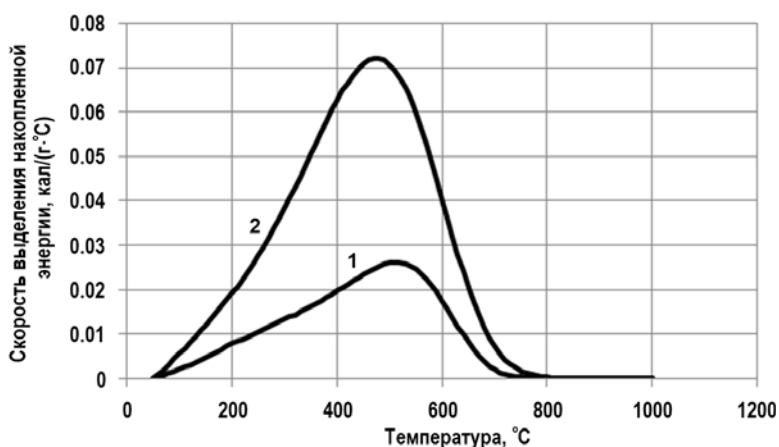


Рис. 4. Скорость выделения запасенной энергии при отжиге облученного графита при использовании зависимости $\lambda(T)$ в виде полинома третьей степени: 1 – температура облучения 50°C; 2 – температура облучения 100°C

Сравнительный анализ расчетных и экспериментальных данных показывает, что на качественном уровне данные зависимости совпадают. Количественная оценка этих зависимостей затруднительна, так как необходимо совпадение в расчете и эксперименте многих начальных параметров: марки графита, плотности потоков нейтронов и сопутствующего гамма-излучения, температуры облучения и т.д., кроме того, все это усугубляется вариацией свойств свежего графита [7].

Задача самонагрева облученного графита: образец облученного графита помещался в бесконечную среду с заданной температурой 650°C. Требовалось определить зависимость температуры графита от времени.

Решение задачи получено при следующих условиях:

- образец графита представляет собой сферу объемом 11 см³;
- температура облучения графита составила 50°C, при облучении зависимость запасенной энергии достигла стационара;
- начальная расчетная температура графита 50°C;
- теплопроводность среды совпадает с теплопроводностью облученного графита и составляет 0,17 Вт/(см·К).

Температура графита определялась по соотношению

$$T_i = T_{i-1} + [k(T_{\text{ср}} - T_{i-1}) + q_V/c]\Delta t; \quad k = \lambda r/c,$$

где i – номер шага по времени; Δt – шаг по времени, 1 с; T_i, T_{i-1} – значения температуры графита на текущем и на предыдущем шагах; $T_{\text{ср}}$ – температура среды; c – теплоемкость графита; q_V – выделение энергии Вигнера; r – радиус сферы. Результаты расчета представлены на рис. 5.

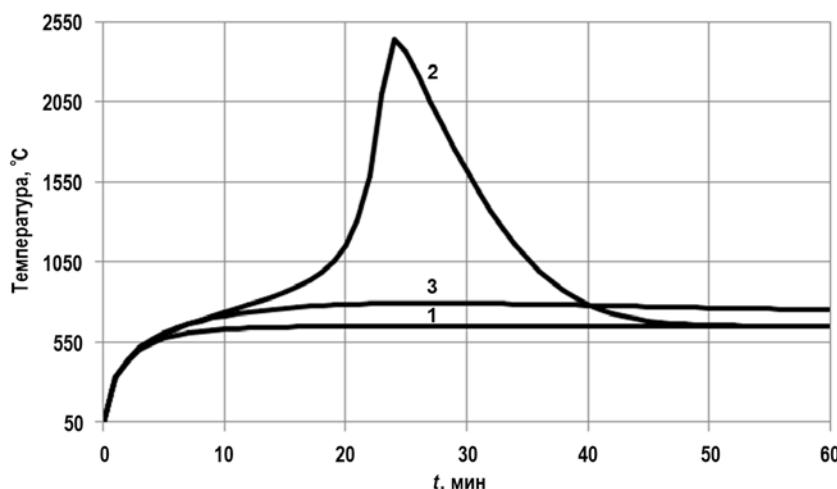


Рис. 5. Зависимость температуры графита от времени при решении задачи самонагрева образцов графита в среде с температурой 650°C: 1 – необлученный графит; 2 – облученный при 50°C графит, $\lambda(T)$ – полином четвертой степени; 3 – облученный при 50°C графит, $\lambda(T)$ – полином третьей степени

Представленные зависимости для $\lambda(T)$ в виде полинома четвертой степени на качественном уровне совпадают с экспериментальными [6]. Необходимо отметить, что для $\lambda(T)$ в виде полинома третьей степени также можно задать условия, при выполнении которых будет наблюдаться эффект самонагрева. Для количественных оценок необходимо подробное описание лабораторного эксперимента и его физических параметров.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выбранная расчетная модель, полученные в ходе работы многогрупповые параметры и аппроксимационные зависимости постоянной рекомбинации точечных дефектов от температуры графита на качественном уровне удовлетворительно описывают процесс дефектообразования в кристаллической структуре графита при облучении.

Установлено, что самоподдерживающееся выделение запасенной энергии возможно только в графите, эксплуатируемом при достаточно низких температурах до 100°C. В активной зоне реакторов РБМК-1000 областей графитового замедлителя с настолько низкими значениями температур облучения нет. Подобные области наблюдаются только в районе эксплуатации графитовых втулок промышленных уран-графитовых реакторов в верхней и нижней частях активной зоны. Даже для втулок с высоким значением энергии Вигнера (450 – 650 кал/г) самоподдерживающееся выделение запасенной энергии отнюдь не означает «спонтанное», т.е. «без видимых причин». Для того чтобы спровоцировать выделение запасенной энергии в графите, необходимо его нагреть за счет внешних источников тепла, как минимум, до температуры, превышающей температуру облучения графита на 50°C. Условие самоподдерживающегося выделения запасенной энергии справедливо для адиабатического процесса, т.е. в отсутствие теплообмена с окружающей средой.

Литература

1. Цыганов А.А., Хвостов В.И., Комаров Е.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О., Шаманин И.В., Нестеров В.Н. Проблемы утилизации реакторного графита остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Известия Томского политехнического университета. – 2007. – Т. 310. – № 2. – С. 94–98.
2. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю. С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов – М.: Атомиздат, 1978. – 368 с.
3. Томпсон М. Дефекты и радиационные повреждения в металлах. – М.: Мир, 1971. – 368 с.
4. Нестеров В.Н., Шаманин И.В., Емец Е.Г., Цыганов А.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О. Аналитическая схема дефектообразования в кристаллической решетке графита при реакторном облучении // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 1. С. 120–128.
5. Цыганов А.А., Савиных П.Г., Комаров Е.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О., Шаманин И.В., Нестеров В.Н. Запасенная энергия в графите кладок остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Известия Томского политехнического университета. – 2008. Т. 312. – № 2. – С. 32–38.
6. Графит как высокотемпературный материал: пер. с англ. / Под ред. К.П. Власова. – М.: Мир, 1964. – 423 с.
7. Виргильев Ю.С., Балдин В.Д. Влияние вариации свойств на работоспособность реакторного графита ГР-280 // Атомная энергия. – 2000. – Т. 88. – Вып. 2. – С. 119–125.

Поступила в редакцию 28.11.2015 г.

Авторы

Мочалов Александр Михайлович, магистрант
E-mail: ronondor@mail.ru.

Наймушин Артем Георгиевич, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: agn@tpu.ru.

Нестеров Владимир Николаевич, доцент, канд. тех. наук
E-mail: nesterov@tpu.ru.

Пугачев Дмитрий Константинович, магистрант
E-mail: dkp2@tpu.ru.

UDC 621.039.532.21

DETERMINATING THE STORED WIGNER ENERGY ACCUMULATION RATE IN THE GRAPHITE MODERATOR

Mochalov A.M., Najmushin A.G., Nesterov V.N., Pugachyov D.K.

National Research Tomsk Polytechnic University
2 Lenin Avenue, Tomsk, 634050 Russia

ABSTRACT

According to latest publications, new methods to determine the value of the Wigner energy in the graphite are required. Purpose: to develop method for determining the rate of accumulation of the Wigner energy in the graphite moderator. Stored energy is proportional to the number of point defects in the crystal structure, so the decision comes down to the determination of this number. The article contains analysis of four models to form cascades of defects. Analysis of results allowed identifying two models that give physically correct values in the area of low and high energy neutrons. According to models, point defects concentration depends on neutron flux density

and temperature in a specific way. The values of the cascade function allows to determine the relations of changes in the number of defects and the energy stored during in irradiated graphite and annealing of defects in graphite after irradiation. It is found that a self-sustaining release of stored energy is possible only in the graphite operated at sufficiently low temperatures to 100°C. The condition of self-sustaining release of stored energy is valid for an adiabatic process. Comparative analysis of calculation results and the experimental data proved that this method satisfactorily describes the process of changing the Wigner energy during and after irradiation of graphite.

Key words: stored energy, Wigner energy, reactor graphite, cascade function defects.

REFERENCE

1. Cyganov A.A., Hvostov V.I., Komarov E.A., Kotlyarevskij S.G., Pavlyuk A.O., Shamanin I.V., Nesterov V.N. Problemy utilizacii reaktornogo grafita ostanovlennyh promyshlennyh uran-grafitovyh reaktorov [Problems of waste graphite reactor shutdown industrial uranium-graphite reactors]. *Izvestiya Tomskogo politehnicheskogo universiteta*. 2007, v. 310, no. 2. pp. 94–98 (in Russian).
2. Goncharov V.V., Burdakov N.S., Virgil'ev Yu.S., Karpuhin V.I., Platonov P.A. Dejstvie oblucheniya na grafit yadernyh reaktorov [The action of radiation on graphite nuclear reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1978 (in Russian).
3. Tompson M.W. Defekty i radiacionnye povrezhdeniya v metallah [Defects and radiation damage in metals]. Moscow, Mir Publ., 1971. 368 p. (in Russian).
4. Nesterov V.N., Shamanin I.V., Emets E.G., Cyganov A.A., Kotlyarevskij S.G., Pavljuk A.O. Analiticheskaya shema defektoobrazovaniya v kristallicheskoy reshetke grafita pri reaktornom obluchenii [Analytical Scheme of Defects Evolution in the Crystal Lattice of Graphite at the Reactors Irradiation]. *Izvestija vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 1, pp. 120–128 (in Russian).
5. Cyganov A.A., Savinyh P.G., Komarov E.A., Kotljarevskij S.G., Pavlyuk A.O., Shamanin I.V., Nesterov V.N. Zapasyonnaya energiya v grafite kladok ostanovlennyh promyshlennyh uran-grafitovyh reaktorov [The stored energy in graphite layings shut down industrial uranium-graphite reactors]. *Izvestiya Tomskogo politehnicheskogo universiteta*. 2008, v. 312, no. 2, pp. 32–38 (in Russian).
6. Grafit kak vysokotemperaturnyj material [Low-cycle deformation and fracture of structural graphites at high temperatures]: translated from the English. Edited by K.P. Vlasova. Moscow, Mir Publ., 1964, 423 p. (in Russian).
7. Virgil'ev Yu.S., Baldin V.D. Vliyanie variacii svojstv na rabotosposobnost' reaktornogo grafita GR-280 [Influence of variation in the performance properties of the reactor graphite GR-280]. *Atomnaya energiya*. 2000, v. 88, no. 2, pp. 119–125 (in Russian).

Authors

Mochalov Aleksandr Mihajlovich, Master Student

E-mail: ronondor@mail.ru

Najmushin Artyom Georgievich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: agn@tpu.ru.

Nesterov Vladimir Nikolaevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: nesterov@tpu.ru

Pugachyov Dmitrij Konstantinovich, Master Student

E-mail: dkp2@tpu.ru.

ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РЕШЕНИЯ СОПРЯЖЕННОГО НЕОДНОРОДНОГО УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ ПАРАМЕТРОВ РАЗМНОЖАЮЩИХ СРЕД

Грабежной В.А., Дулин В.А., Дулин В.В.

*АО ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского,
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко 1,*



Проведены измерения для определения масс блоков плутония и долей содержащегося в них ^{239}Pu детектором нейтронов – активным колодезным счетчиком совпадений AWCC (Active Well Coincidence Counter). Использование известной точечной модели не позволяет определить значения ни эффективного коэффициента размножения нейтронов в подкритическом состоянии блоков заметных размеров, ни масс, ни долей содержащегося в них ^{239}Pu , поскольку эффективность регистрации нейтронов зависит от места их рождения (пространственные эффекты). Анализ результатов измерений двойных и тройных нейtron-нейtronных совпадений проведен с учетом пространственных эффектов. Решения однородного условно-критического уравнения переноса и сопряженного неоднородного уравнения переноса использовались для выяснения определений эффективности регистрации нейтронов, как появляющихся только от спонтанных делений, так и учитывающих их размножение в блоках. Значение эффективного коэффициента размножения в подкритическом состоянии однозонной сборки БФС-73 определено такими же методами и сравнено с результатом стандартного метода ОРУК, основанного на обращенном решении уравнения кинетики. Выяснение предпочтительности этих трех определений эффективности для анализа результатов измерений являлось целью данной работы. Показана непригодность решений однородного условно-критического уравнения для анализа при очень глубоких подкритиках и сопряженного неоднородного уравнения, не учитывающего размножение нейтронов вблизи критики.

Ключевые слова: детектор нейтронов, метод нейtron-нейtronных совпадений, эффективность регистрации нейтронов, определение массы плутония и обогащения, эффективный коэффициент размножения.

ВВЕДЕНИЕ

Для определения параметров плутония в образцах (блоках) широко используется метод нейtron-нейtronных совпадений. Физические основы уравнений множественных совпадений нейтронов были получены в [1]. Вывод их основан в приближении точечной модели кинетики, т.е. в предположении малых геометрических размеров образцов, малых их масс и, соответственно, малых умножений нейтронов в них [2].

© Грабежной В.А., Дулин В.А., Дулин В.В., 2015

В работах [3, 4] применялся новый подход, в котором функция – решение сопряженного неоднородного транспортного уравнения [5, 6] используется как эффективность детектора при обобщении приближения точечной модели на случай масс протяженных образцов с заметным умножением нейтронов.

Экспериментальное определение массовых долей ^{239}Pu и плутониевых масс с наборами блоков различных изотопных составов методом двойных и тройных нейтрон-нейтронных совпадений реализовано в [4] с использованием высокоеффективного колодезного счетчика нейтрон-нейтронных совпадений – AWCC [7].

Цель работы – установить, решение какого из трех уравнений является наиболее пригодным для анализа результатов измерений параметров размножающих сред с заметным умножением нейтронов:

- сопряженного неоднородного уравнения (его решение – вероятность регистрации детектором нейтрона, появившегося в точке x [5, 6]);
- сопряженного неоднородного уравнения с учетом нейтронов от вынужденных делений ядер среды [9];
- сопряженного однородного условно-критического однородного уравнения.

ЭКСПЕРИМЕНТ

Счетчик AWCC представлял собой набор из 47-ми счетчиков ^3He в баке из полиэтилена объемом около 0,3 м³ с центральной полостью, куда помещались блоки плутония (рис. 1).

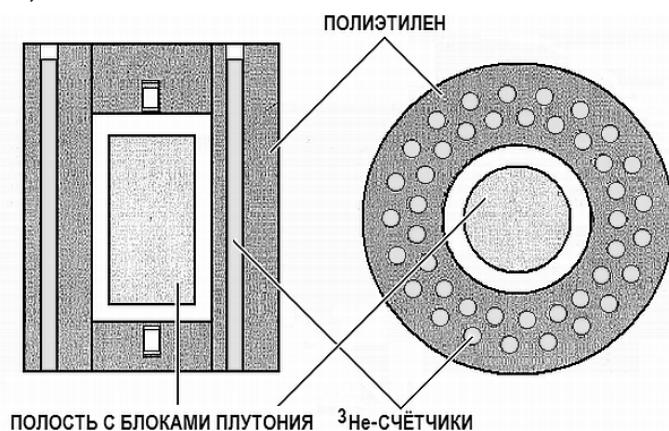


Рис. 1. Схема активного колодезного счетчика совпадений AWCC

Таблица 1
Паспортные параметры блоков и экспериментальные результаты S , D и T

Масса, г	Доля ^{239}Pu	$\langle Q_S \rangle \times 10^4, \text{с}^{-1}$	$S \times 10^4, \text{с}^{-1}$	$D \times 10^4, \text{с}^{-1}$	$T \times 10^4, \text{с}^{-1}$
1049	0,952	2,325	$2,238 \pm 0,005$	1,013	$0,583 \pm 0,003$
1056	0,887	5,69	5,386	2,182	$1,122 \pm 0,007$
3146	0,952	6,974	7,717	4,889	$4,510 \pm 0,026$
3168	0,887	17,08	18,23	10,08	$8,148 \pm 0,030$

Эксперимент проводился с использованием двух блоков – наборов из таблеток плутония стенда БФС массой каждая примерно 52,5 г в оболочках из нержавеющей стали массой 12,4 г. Первый блок – 20 таблеток, составляющих цилиндр высотой 6,4 см и диаметром 4,7 см, равным диаметру таблетки. Второй блок – 60 таблеток,

составивших три столбца по 20 таблеток в плотной гексагональной геометрии. Отношение количества ядер плутония к количеству ядер стали в блоках – 0,98.

В таблице 1 представлены паспортные параметры блоков (массы блоков, доля ^{239}Pu в них, интенсивность спонтанного источника делений $\langle Q_S \rangle$) и экспериментальные измерения скоростей счета одиночных нейтронов (S), двойных (D) и тройных (T) совпадений. Погрешности (1σ) в % для S и D в два – четыре раза меньше, чем для T .

ОБОБЩЕНИЕ ТОЧЕЧНОЙ МОДЕЛИ

1. В работе [4] подробно описан метод анализа, позволяющий из измеренных скоростей счета S , D и T получить значение интенсивности спонтанного источника делений, значение умножения нейтронов и массу изделий из плутония, не используя никаких калибровок. Напомним его кратко.

При известной интенсивности источника нейтронов спонтанных делений $q(x) = v_S Q_S(x)$ рассчитанная скорость отсчетов детектора нейтронов S , обусловленная делениями ядер среды и спонтанного источника, есть

$$S = \langle (\chi v \Sigma_f \phi(x) + \chi v_S Q_S(x)) \times \phi^+(x) \rangle. \quad (1)$$

Здесь $\phi(x)$ – плотность потока всех нейтронов, получаемая из стационарного неоднородного уравнения переноса нейтронов

$$\chi v F \phi - L \phi + q(x) = 0; \quad (2)$$

$\Sigma_f \phi$ – скорость делений ядер среды; $\langle \rangle$ – обозначение интегрирования по всем переменным x .

В качестве функций $\phi^+(x)$, претендующих на замену постоянной эффективности детектора ε точечной модели [1, 2], в данной работе, аналогично [4], использовались функции $\phi_{f\sigma}^+$, ϕ_σ^+ , и ϕ_k^+ .

Функция $\phi_{f\sigma}^+$ – решение сопряженного неоднородного уравнения с учетом нейтронов от вынужденных делений ядер среды [8]

$$F^+ \chi \phi_{f\sigma}^+ - L^+ \phi_{f\sigma}^+ + \sigma_D(\mathbf{r}, E) = 0, \quad (3)$$

где W – область определения детектора; F , F^+ , L , L^+ – соответственно операторы деления, рассеяния и утечки, прямые и сопряженные; $\sigma_D(\mathbf{r}, E)$ – макроскопическое сечение регистрации нейтронов детектором в области W ($\sigma_D(\mathbf{r}, E) = 0$, если $\mathbf{r} \notin W$).

Функция ϕ_σ^+ – решение неоднородного уравнения, являющееся вероятностью регистрации детектором нейтрона, появившегося в точке x , без учета нейтронов от вынужденных делений ядер среды

$$-L^+ \phi_\sigma^+ + \sigma_D(\mathbf{r}, E) = 0. \quad (4)$$

Функция ϕ_k^+ – решение сопряженного условно-критического однородного уравнения

$$(1/k_{eff}) F^+ \chi \phi_k^+ - L^+ \phi_k^+ = 0.$$

2. Умножение мгновенных $R_{\sigma p}$ нейтронов, регистрируемых детектором, и связанная с ним величина коэффициента размножения нейтронов $k_{\sigma p}$ с использованием, например, функции ϕ_σ^+ , имеет вид

$$R_{\sigma p} = 1 + \langle \phi_\sigma^+ v_p S_f \phi \rangle / \langle \phi_\sigma^+ v_S Q_S \rangle = 1 / (1 - k_{\sigma p}). \quad (5)$$

Зависящая от координат эффективность $\varphi_{\sigma}^+(x)$ означает, что если в точечной модели эффективность регистрации детектором нейтронов двойных совпадений $\varepsilon^2 = \varepsilon \cdot \varepsilon$, то $\langle (\varphi_{\sigma}^+)^2 \rangle \neq \langle \varphi_{\sigma}^+ \rangle \cdot \langle \varphi_{\sigma}^+ \rangle$.

3. Для каждого блока измеренное отношение квадрата одиночных отсчетов к двойным коррелированным отсчетам $[S^2/D]_{\text{эксп}}$ и куба тройных одиночных отсчетов к тройным коррелированным отсчетам $[S^3/T]_{\text{эксп}}$ связано с интенсивностью источника спонтанных делений блока $\langle Q_S \rangle$ и умножением утечки мгновенных нейтронов из него $R_{2\text{эксп}}$ и $R_{3\text{эксп}}$, если детектор расположен вне размножающей среды конечных размеров:

$$[S^2/D]_{\text{эксп}} \times f_D \times D_i^{Sp} \times D_{\Pi} = \langle Q_S \rangle / (R_{2\text{эксп}})^2 = \langle Q_S \rangle \times (1 - (k_{2\text{эксп}})^2), \quad (6)$$

$$[S^3/T]_{\text{эксп}} \times f_T \times T_i^{Sp} \times T_{\Pi} = \langle Q_S \rangle^2 / (R_{3\text{эксп}})^3 = \langle Q_S \rangle^2 \times (1 - (k_{3\text{эксп}})^3). \quad (6')$$

Здесь D_{Π} и T_{Π} – рассчитываемые пространственные корреляционные факторы; D_i^{Sp} и T_i^{Sp} – изотопные корреляционные факторы, вычисляемые с использованием известных измеренных распределений множественности мгновенных нейтронов $p(v)$; $f_D = 0,317$ и $f_T = 0,073$ – доли отбора двойных и тройных совпадений в окне счетчика AWCC, определяемые с использованием «точечного» источника нейтронов ^{252}Cf с известной интенсивностью $\langle Q_S \rangle = \langle Q_{\text{Cf}} \rangle$ (см. выражения (6) и (6') при $R_{2\text{эксп}} = R_{3\text{эксп}} = D_{\Pi} = T_{\Pi} = 1$).

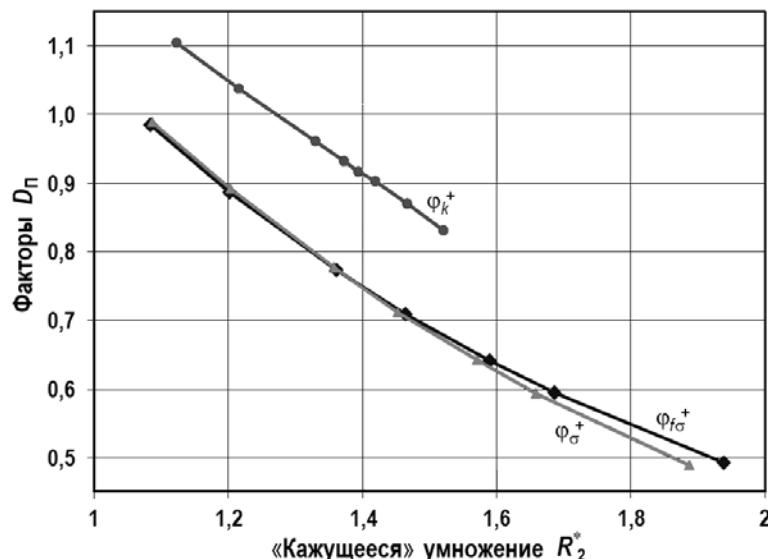
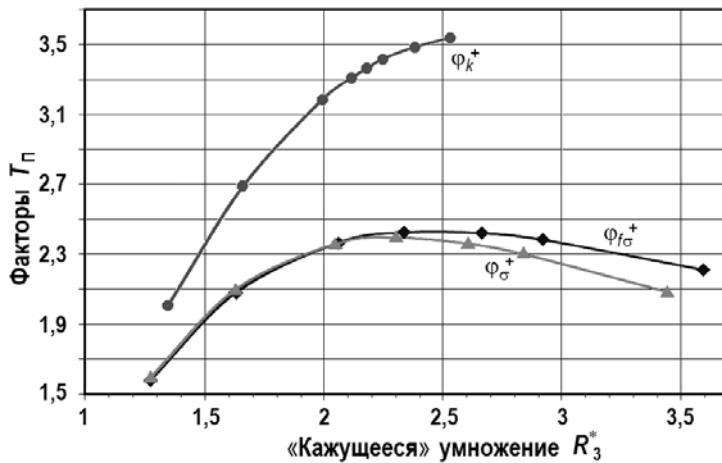


Рис. 2. Зависимость пространственных корреляционных факторов D_{Π} от значений «кажущегося» умножения R_2^* точечной модели

Методика получения пространственных корреляционных факторов D_{Π} и T_{Π} описана в [4]. На рисунках 2 и 3 приведены пространственные корреляционные факторы $D_{\Pi}(R_2^*)$ и $T_{\Pi}(R_3^*)$ для различных функций $\varphi_M^+(x)$ ($M = \sigma, f_{\sigma}$ и k) от значений умножений точечной модели R_2^* и R_3^* (см. (6) и (6') при $D_{\Pi} = T_{\Pi} = 1$), рассчитанные по программе TWODANT [10].

Программа TWODANT предназначена для решения прямого и сопряженного уравнений переноса нейтронов и фотонов методом дискретных ординат в двумерной геометрии. Расчеты проводились в приближении S_{16}, P_5 ; в RZ -геометрии с константами БНАБ-93 (28 энергетических групп) [14].

Рис. 3. Пространственные корреляционные факторы $T_\Pi(R_3^*)$

Экспериментальные величины $R_{\text{эксп}}^*$ и $R_{\text{зэксп}}^*$ из (6) и (6') при $D_\Pi = T_\Pi = 1$ – это также умножения точечной модели. Они получаются из соотношений

$$(R_{\text{эксп}}^*)^2 = \langle Q_S \rangle / ([S^2/D]_{\text{эксп}} \cdot f_D \cdot D_i^{Sp}) \quad \text{и} \quad (R_{\text{зэксп}}^*)^3 = \langle Q_S \rangle^2 / ([S^3/T]_{\text{эксп}} \cdot f_T \cdot T_i^{Sp}), \quad (7)$$

если известны их значения $\langle Q_S \rangle$. Подробно методика нахождения источника (а значит, и массы четных изотопов) и значения эффективного коэффициента размножения (а значит, и массы ^{239}Pu в блоке) описана в [4].

АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТА

Для блоков Ru-88,7% (табл. 2, 3) эксперимент дает несколько завышенные значения спонтанного источника. Похожее расхождение наблюдалось и в работе [4].

Известно, однако, что при выделении из отработанного топлива энергетического плутония принимаются меньшие меры предосторожности при отчистке его от примесей легких элементов, на которых возможна реакция (α, n) . Доля нейтронов (α, n) по отношению к количеству спонтанных нейтронов называется величиной α lpha. Были проведены расчеты с пространственными факторами при α lpha = 0,0125 на основании результатов [8]. Погрешность в $Q_{\text{эксп}}/Q_{\text{пасп}}$ для Ru-88,7% уменьшилась до 1,025 и 1,09 для 1050 г и 3150 г соответственно. Значения $M_{\text{эксп}}/M_{\text{пасп}}$ и $Q_{\text{эксп}}/Q_{\text{пасп}}$ в пределах погрешностей не изменились.

Использование пространственных факторов здесь совершенно необходимо. Так, если, согласно (3), значения коэффициентов размножения нейтронов для данных блока плутония 3150 г и обогащения 95,2% для величин $k_{2\text{эксп}} = 1 - D_\Pi^{1/2}/R_{\text{эксп}}^*$ и $k_{3\text{эксп}} = 1 - T_\Pi^{1/2}/R_{\text{эксп}}^*$ равны соответственно 0,4346 и 0,4347, то при $D_\Pi = T_\Pi = 1$ получаем $k_{2\text{эксп}} = 0,3192$ и $k_{3\text{эксп}} = 0,5651$ при найденных значениях $Q_{\text{эксп}}$. Кстати, экспериментально определенное значение $Q_{\text{эксп}}/Q_{\text{пасп}} = 0,953$ (см. вторые снизу строки табл. 1, 3) и использование $Q_{\text{пасп}}$ ничего по сути не меняет. Попытка получить совпадающие значения $k_{2\text{эксп}}$ и $k_{3\text{эксп}}$ без учета пространственных факторов приводит к бессмысленным результатам – масса блока стремится к бесконечности.

Очевидно, что использование функций $\varphi_k^+(x)$ здесь непригодно (см. нижние строчки табл. 2, 3). Выбор же между $\varphi_\sigma^+(x)$ и $\varphi_{f\sigma}^+(x)$ неочевиден. Из рисунков 2, 3 видно, что выбор будет возможен при больших коэффициентах размножения нейтронов, где пространственные корреляционные факторы начинают различаться больше. Использование же больших масс плутония исключалось из-за соображений ядерной безопасности. Поэтому для проведения измерений при больших коэффи-

циентах размножения была использована сборка БФС-73.

Таблица 2

Сравнение экспериментальных результатов с паспортными параметрами блоков

Масса плутония 1050 г				
Доля ^{239}Pu , (%)	Функции усреднения	$M_{\text{эксп}} / M_{\text{пасп}}$	$\varepsilon_{\text{эксп}} - \varepsilon_{\text{расч}}$	$Q_{\text{эксп}} / Q_{\text{пасп}}$
88,7	$\varphi_\sigma^+(x)$	0,968	- 0,005	1,051
	$\varphi_{l\sigma}^+(x)$	0,928	- 0,009	1,049
	$\varphi_k^+(x)$	0,50	- 0,11	1,03
95,2	$\varphi_\sigma^+(x)$	0,957	0,003	0,963
	$\varphi_{l\sigma}^+(x)$	0,957	0,003	0,966
	$\varphi_k^+(x)$	0,51	- 0,034	0,938

Таблица 3

Сравнение экспериментальных результатов с паспортными параметрами блоков

Масса плутония 3150 г				
Доля ^{239}Pu , (%)	Функции усреднения	$M_{\text{эксп}} / M_{\text{пасп}}$	$\varepsilon_{\text{эксп}} - \varepsilon_{\text{расч}}$	$Q_{\text{эксп}} / Q_{\text{пасп}}$
88,7	$\varphi_\sigma^+(x)$	1,116	0,004	1,123
	$\varphi_{l\sigma}^+(x)$	1,039	- 0,004	1,116
	$\varphi_k^+(x)$	0,46	- 0,20	1,04
95,2	$\varphi_\sigma^+(x)$	1,062	0,005	1,014
	$\varphi_{l\sigma}^+(x)$	0,958	0,001	0,953
	$\varphi_k^+(x)$	0,44	- 0,047	0,936

ИЗМЕРЕНИЯ В СБОРКЕ БФС-73

Определение величины эффективного коэффициента размножения нейтронов в подкритическом состоянии однозонной сборки БФС-73 проводилось разными методами. Сборка состояла из металлического урана с обогащением 18%, натрия и стали в пропорциях, близких к составу реактора на быстрых нейтронах. Отражателем служила двуокись урана. Высота активной зоны 99 см. Подкритическое состояние достигалось в процессе разгрузки, и содержало 425 стержней в конфигурации, близкой к цилиндру с радиусом около 50 см. Коэффициент размножения, оцененный стандартными методами, принятыми на стенде БФС (методом ОРУК [11] при неглубокой подкритичности и методом обратного умножения – сообщение В.М. Фурманова), оказался равным $0,900 \pm 0,015$.

МЕТОД КАЛИФОРНИЕВОЙ КАМЕРЫ

При измерениях калифорниевая камера со скоростью делений в слое Q_f и эффективностью их регистрации $\varepsilon_f = 0,49$ помещалась в центр сборки и давала старт временному анализатору (ВА). Детекторами нейtronов служили два ^3He -счетчика СНМ-18, расположенных на границе активной зоны и экрана в центральной плоскости с угловым смещением в 60° . Отсчеты с них суммировались и подавались на счетный вход ВА через линию задержки 47 мкс.

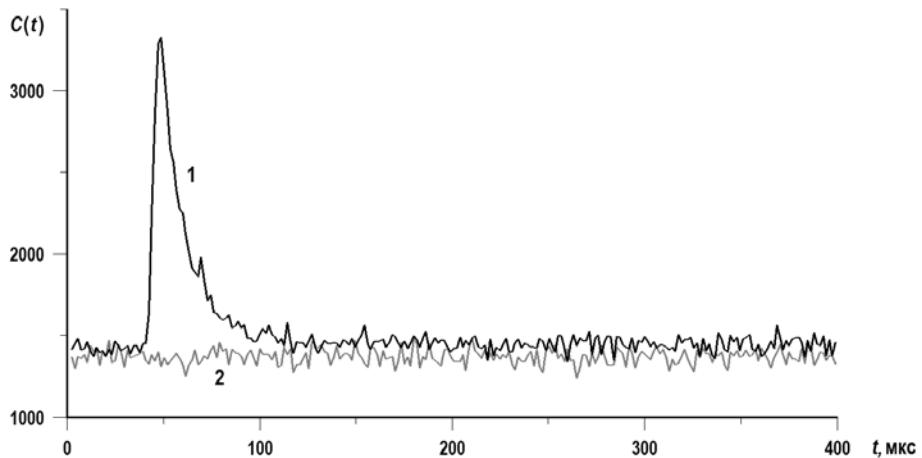


Рис. 4. Временное распределение счета ${}^3\text{He}$ -счетчиков с Cf-камерой в сборке (1) и вне ее (2)

На рисунке 4 представлено временное распределение счета ${}^3\text{He}$ -счетчиков с камерой в сборке. Коррелированная часть распределения отсчетов от деления, вызвавшего старт, находится в интервале от 40 до 150 мкс, правее – постоянный фон со средним счетом в канале N , обузданный спонтанным делением ${}^{238}\text{U}$ в сборке и другим делениям калифорния в камере, не вызвавших старт. Временное распределение фона N_Φ измеряется при извлеченной из среды калифорниевой камере за то же время. По счетному каналу использовалась задержка t , равная 50 мкс, тогда

$$(N - N_\Phi)/(S_{\text{кор}} \cdot \Delta t) = Q_f(1 - 1/\rho\$). \quad (8)$$

Как видно, фон от спонтанных делений ${}^{238}\text{U}$ и от половины делений калифорния, не давших ионизации в камере, велик ($\varepsilon_f = 0,49$, так как примерно половина делящегося слоя в камере была закрыта и осколки от этих делений камерой не регистрировались), что и определяет большую погрешность малой разницы $N - N_\Phi$ и, тем самым, всех результатов измерений (см. (8)).

Этот метод относительно удобен, т.к. позволяет определить и саму величину Q_f в дополнительном опыте, помещая камеру в неразмножающую среду:

$$N/(S_{\text{кор}} \cdot \Delta t) = Q_f. \quad (9)$$

Измеренное значение $Q_f = 2060 \pm 30$ делений/с, рассчитанное $\beta_{eff} = 0,0075$.

Результаты экспериментов с калифорниевой камерой приводятся в табл. 4.

Таблица 4

Экспериментальные результаты с калифорниевой камерой

Дата	09.06.1998	10.06.1998	11.06.1998	Среднее 1 σ
Значение k_{eff}	$0,95 \pm 0,02$	$0,88 \pm 0,01$	$0,94 \pm 0,015$	$0,93 \pm 0,03$

МЕТОД РОССИ- α

Росси- α -измерения проводились с использованием тех же ${}^3\text{He}$ -счетчиков, расположенных на границе активной зоны и отражателя. Один из них использовался в качестве стартового, другой – в виде счетного. Задержка t по нему была 74 мкс.

Источник ${}^{252}\text{Cf}$ интенсивностью $\langle Q_{\text{Cf}} \rangle_{\text{эксп}} = (1,58 \pm 0,03) \cdot 10^6$ (1 σ) делений/с помещался в центр критсборки. Измерения проводились с использованием на счетчиках тонких полиэтиленовых чехлов толщиной 1 и 4,1 мм для увеличения эффективности ${}^3\text{He}$ -счетчиков.

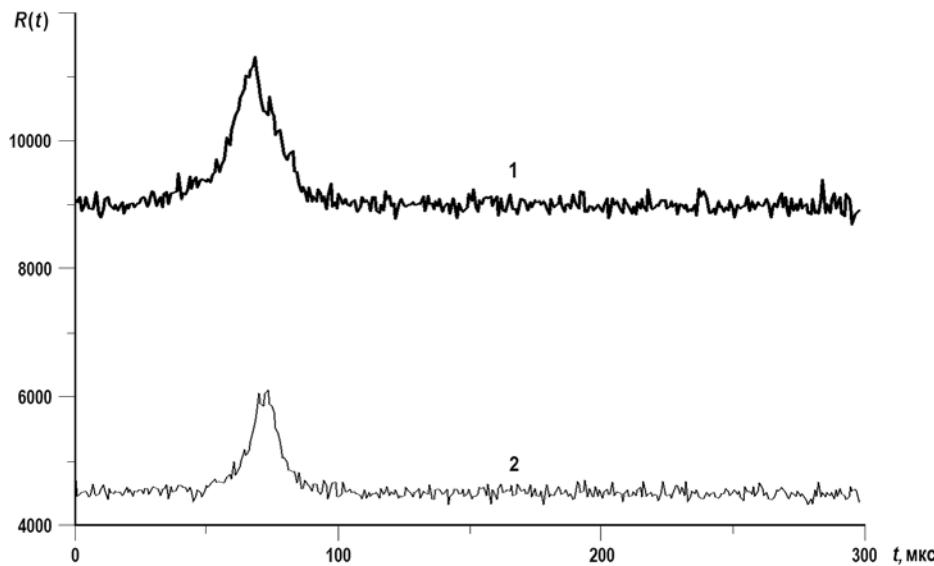


Рис. 5. Временные распределения Росси- α с использованием полиэтиленовых чехлов толщиной 4,1 мм (1) и 1 мм (2) на ${}^3\text{He}$ -счетчиках

На рисунке 5 в качестве примера представлены два из таких временных распределений Росси- α . Обработка распределений производилась с учетом несимметрии временного распределения фона относительно центра коррелированного сигнала, находившегося на 74-ой микросекунде шкалы ВА. Такой тип несимметрии фона был обнаружен экспериментально на сборке FCA [12], а количественное описание зависимости фона от времени было дано в [13]. Здесь под величиной J понимался весь интеграл под коррелированной составляющей (см. рис. 5), а не его половина, как это принято в традиционной записи Росси- α -распределения.

Параметры $N = S^2 \cdot \Delta t$ и $J_{2\text{кор}}$ измеренного распределения $R(t)$ и их отношение являются отношением квадрата одиночного счета нейтронов (S) и двойных (D) совпадений в выражении (6) [3, 4], т.е. метод Росси- α есть, по существу, метод двойных коррелированных отсчетов:

$$N / (J_{2\text{кор}} \cdot \Delta t) = S^2 / D. \quad (10)$$

Умножение на мгновенных нейтронах для точечной модели получается сразу из результатов измерений, поскольку источник $\langle Q_{\text{cf}} \rangle_{\text{эксп}}$ известен:

$$\langle Q_{\text{cf}} \rangle_{\text{эксп}} / \{[N / (J_{2\text{кор}} \cdot \Delta t)]_{\text{эксп}} \times D_i^{\text{Cf+Sp}}\} = R^*_{2\text{эксп}}. \quad (11)$$

На рисунке 6 приведены рассчитанные, согласно [3, 4], значения $D_i^{\text{Cf+Sp}} \times D_{\Pi}^{\text{Cf+Sp}} (R^*_{2\text{эксп}})$. Подставляя вместо рассчитанного $R^*_{2\text{эксп}}$ значение $R^*_{2\text{эксп}}$, находят $D_{\Pi}^{\text{Cf+Sp}} (R^*_{2\text{эксп}})$ и соответствующее значение коэффициента размножения на мгновенных нейтронах:

$$[N / (J_{2\text{эксп}} \times \Delta t \times \langle Q_{\text{cf}} \rangle_{\text{эксп}})]_{\text{эксп}} \times D_i^{\text{Cf+Sp}} \times D_{\Pi}^{\text{Cf+Sp}} (R^*_{2\text{эксп}}) = 1 - (k_{2\text{эксп}})^2.$$

В таблице 5 приведены результаты изменений величины критичности.

Заметим, что погрешность вычисления $D_{\Pi}^{\text{Cf+Sp}} (R^*_{2\text{эксп}})$, равная 5% (что, на наш взгляд, больше, чем реальная его погрешность), вносит погрешность в величину $k_{2\text{эксп}}$ примерно в 10 раз меньшую.

Отказ от использования пространственного фактора дает вместо $k_2 = 0,919$ значение $k_2 = 0,524$. В то же время экспериментальные результаты с калифорниевой камерой (см. табл. 4), где никаких пространственных поправок нет, недвусмысленно свиде-

тельствуют о необходимости их использования в Rossi- α -измерениях.

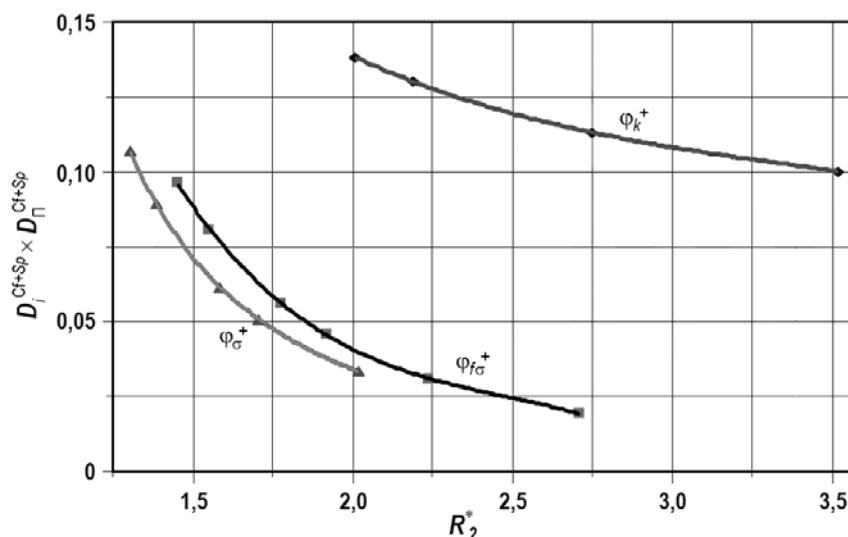


Рис. 6. Зависимости $D_i^{Cf+Sp} \times D_{\Pi}^{Cf+Sp}$ от R_2^* для функций $\phi_{f\sigma}^+(x)$, $\phi_\sigma^+(x)$ и $\phi_k^+(x)$

Таблица 5

Результаты измерений величины критичности разными методами. Погрешность 1 σ

Функции усреднения	Полиэтиленовый чехол толщиной 1 мм	Полиэтиленовый чехол толщиной 4 мм
$\phi_\sigma^+(x)$	$0,842 \pm 0,004$	$0,841 \pm 0,006$
$\phi_{f\sigma}^+(x)$	$0,919 \pm 0,005$	$0,918 \pm 0,006$
$\phi_k^+(x)$	$0,904 \pm 0,005$	$0,904 \pm 0,005$

ОБСУЖДЕНИЕ

Полное расчетное моделирование по программе TWODANT проведено для результатов измерений двойных и тройных нейтрон-нейтронных совпадений в блоках плутония массой 1030 и 3150 г и содержанием ^{239}Pu 88,7 и 95,2%.

Оказалось, что функции усреднения $\phi_\sigma^+(x)$ и $\phi_{f\sigma}^+(x)$ практически одинаково пригодны для анализа экспериментов на очень глубоких подкритиках. Погрешности в $M_{\text{эксп}}/M_{\text{пасп}}$ целиком статистические. Это, в основном, погрешности измеренных триплетов, равные $\pm (0,5 - 1)\%$ за время измерения около 30 мин. Им соответствует погрешность $\pm (4,5 - 5)\%$ в $M_{\text{эксп}}/M_{\text{пасп}}$ и, соответственно, $(1,8 - 2)\%$ в эффективном коэффициенте размножения нейтронов $k_{\text{эксп}}$.

Различие в распределениях на рис. 2, 3 для $\phi_\sigma^+(x)$ и $\phi_{f\sigma}^+(x)$ может быть обнаружено для умножений, больших 3,5 – 4 (при использовании блоков большей массы).

Очевидно также, что использование сопряженного однородного условно-критического уравнения переноса (как это делается для вычисления пространственно-изотопных корреляционных факторов при анализе, например, экспериментов по определению эффективной доли запаздывающих нейтронов вблизи критического состояния размножающей среды) непригодно для анализа измерений результатов двойных и тройных нейтрон-нейтронных совпадений с учетом пространственных эффектов вдали ($k_{\text{эксп}} \leq 0,5$) от критического состояния. В то же время его вполне можно использовать при $k_{\text{эксп}} \approx 0,9$. Коэффициент размножения, оцененный стандартными методами, принятыми на стенде БФС (методом ОРУК [11] при неглубокой подкритичности ($\leq \beta_{eff}$) и методом обратного умножения при разгрузке активной зоны

– сообщение В.М. Фурманова), дал значение $0,900 \pm 0,015$, вполне согласующееся с результатами табл. 5 для $\phi_k^+(x)$, равными $0,904 \pm 0,005$. Возможно, это согласие связано с использованием в методе ОРУК реакторных параметров, полученных усреднением по $\phi_k^+(x)$.

Результат с использованием $\phi_{f\sigma}^+(x)$, равный $0,919 \pm 0,005$, отличается от значения $0,904 \pm 0,005$ на величину $0,015 \pm 0,007$ (1σ) и указывает на возможное увеличение глубины подkritики такого варианта использования метода ОРУК (см. табл. 4). Отметим, что использованные методы достаточно различны: метод ОРУК зависит от пространственных эффектов и погрешности в β_{eff} , метод калифорниевой камеры – от погрешности в β_{eff} и не зависит от пространственных эффектов, а метод Rossi- α позволяет определить абсолютную величину $k_{\text{эксп}}$ не зависит от погрешности в β_{eff} , но нуждается в вычислении пространственных поправок.

Литература

1. *Vuhsel K.* The Effect of Multiplication on the Quantitation Determination of Spontaneously Fissioning Isotopes by Correlation Analysis // Nucl. Sci. Eng. 90, (1985). PP. 75–84.
2. *Peter A. S., Dowell L. J., Hauck D. K., Henzl V., Henzlova D., Favalli A.* Review of multiplicity analysis. LA-UR-05-8866, 2005.
3. Грабежной В. А., Дулин В. В., Михайлов Г. М., Павлова О. Н. Определение глубоко подkritических состояний размножающих сред методом Rossi-альфа // Атомная энергия, т. 101, вып. 2, 2006. С. 140–148.
4. Дулин В.А., Дулин В.В. Определение умножения нейтронов утечки и массы делящегося вещества в глубокоподkritических системах // Атомная энергия, т. 107, вып. 1, 2009. С. 3–9.
5. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974. С. 201.
6. Марчук Г.И., Орлов В.В. К теории сопряженных функций. / В сб. Нейтронная физика. – М.: Госатомиздат, 1961. С. 31–34.
7. Райли Д., Энсслин Н., Смит Х. мл. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов, NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732, March 2000. С. 334, 525.
8. Буланенко В.И., Дулин В.А. Определение умножения нейтронов в двуокиси плутония. / Труды трехстороннего семинара Евроатом – Россия – США по учету и контролю ядерных материалов. Октябрь 2008 г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009 г.
9. Смелов В.В. Лекции по теории переноса нейронов. – М.: Атомиздат 1978. С. 166-176.
10. *Alcouffe E.R., Brinkley F.W., Marr D.R.* Users Guide For TWODANT: A Code Package For Two-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport / LA-10049-M, Los Alamos National Laboratory, 1986.
11. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1994. С. 116-119.
12. *Tsutomu Iijima.* On the background counts in the Rossi-alpha experiment // Nukleonik, Band 11, Heft 3, 1968, p.157.
13. Дулин В.А., Михайлов Г.М. Определение коррелированного фона в методе Rossi-альфа // Атомная энергия, 1995, т. 78, вып. 3. С. 151-155.
14. *Manturov G.N., Nikolaev M.N. and Tsiboulia A.M.* BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for the Calculations of Neutron and Photon Radiation Fields. Vienna, IAEA, INDC(CCP)-409, 1997.

Поступила в редакцию 03.10.2014 г.

Авторы

Грабежной Владимир Алексеевич, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail bnab@ippe.ru

Дулин Виктор Алексеевич, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук
E-mail doulin@ippe.ru

Дулин Виталий Викторович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

UDC 621.039.519.4

ON THE USE OF SOLUTION TO THE ADJOINT INHOMOGENEOUS TRANSPORT EQUATION IN DETERMINING PARAMETERS OF MULTIPLYING MEDIA

Grabeshnoy V.A., Doulin V.A., Doulin V.V.

JSC «SSC RF-IPPE» n.a. A.I. Leypunsky.

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The measurements to determine the weight of the block and the part of plutonium contained therein ^{239}Pu made were done by the detector AWCC - Active Well Coincidence Counter. The using of a known point model can not determine the value of effective neutron multiplication factor for subcritical block appreciable size or mass and the part they contain ^{239}Pu , because the efficiency detection of the neutrons depends on their production place (spatial effects). Analysis of the measurements for results of double and triple neutron-neutrons coincidence carried out taking into account the spatial effects. The solution of the homogeneous quasi-critical transport equations and the solutions of the inhomogeneous adjoint transport equation were used to clarify the definitions of efficiency detection neutrons as appearing only on the spontaneous fission, and taking into account their multiplication in the blocks at the same time. The value of the effective multiplication factor in the single-core subcritical assembly BFS-73 was determined by these methods and compared with the standard method ORUK, based on inverted solution of kinetics equation. The aim of the work was to determine the preference of these three definitions of efficiency for the analysis of measurement results. It was been shown the unsuitability of the homogeneous quasi-critical equations solutions for the analysis of very deep subcriticalities as solutions of the adjoint inhomogeneous equation does not take into account the neutron multiplication near criticality.

Key words: neutron detectors, method of neutron coincidence, neutron detection efficiency, determine the mass of plutonium and enrichment, effective multiplication factor.

REFERENCES

1. Bühnel K. The Effect of Multiplication on the Quantitation Determination of Spontaneously Fissioning Isotopes by Correlation Analysis. *Nucl. Sci. Eng.* 90. (1985), pp. 75–84.
2. Peter A. S., Dowell L. J., Hauck D. K., Henzl V., Henzlova D., Favalli A. Review of multiplicity analysis. *LA-UR-05-8866*, 2005.
3. Grabeshnoy V.A., Doulin V.V., Mikhailov G.M., Pavlova O.N. The definition of neutrons multiplication of the multiplying media in the deep sub-criticality media using Rossi- α method. *Atomnaya Energiya*. 2006, v. 101, no. 2, pp. 140–148 (in Russian).
4. Doulin V.A., Doulin V.V. The definition of the neutrons leakadge multiplication and fissile mass in the deep sub-criticality media. *Atomnaya Energiya*. 2009, v. 107, no. 1, pp. 3–9 (in Russian).
5. Bell G.J., Glasstone S. *Nuclear reactor theory*. Van Nostrand Reinold Company, 1970.
6. Martchuk G.I., Orlov V.V. To the adjoint functions theory. In *Neutron physics*. Moscow, Atomizdat Publ., 1961, pp. 31–34 (in Russian).
7. Reilly D., Ensslin N., Smith H. Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials. NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732, March 2000, pp. 334, 525.
8. Bulanenko V.I., Doulin V.A., Neutron multiplication determination in the plutonium

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

- dioxide. In: *Seminar Euroatom – Russia – USA*. Oct. 2008. Obrninsk, IPPE Publ. (in Russian).
9. Smelov V.V. *Neutrons transport theory*. Moscow, Atomizdat Publ., 1978, pp. 166-176 (in Russian).
10. Alcouffe E.R., Brinkley F.W., Marr D.R. *Users Guide For TWODANT: A Code Package For Two-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport*, LA-10049-M. Los Alamos National Laboratory, 1986.
11. Kazanskiy Yu.A., Matsusevich E.C. *Experimental physics of reactors*. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1994 (in Russian).
12. Tsutomu Iijima On the background counts in the Rossi-alpha experiment. *Nukleonik*, Band 11, Heft 3, 1968, p.157.
13. Doulin V.A., Mikhailov G.M. The determing of correlated background in Rossi-alpha method. *Atomnaya Energiya*. 1995, v. 78, no. 3, pp. 151-155 (in Russian).
14. Manturov G.N., Nikolaev M.N. and Tsiboulia A.M. BNAB-93 Group Data Library, Part 1: Nuclear Data for the Calculations of Neutron and Photon Radiation Fields, Vienna, IAEA, INDC(CCP)-409, 1997.

Authors

Grabezhnoy Vladimir Alekseevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail bnab@ippe.ru

Doulin Viktor Alekseevich, Leader Scientist, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail doulin@ippe.ru

Doulin Vitalij Viktorovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ОТРАБОТКА ХАРАКТЕРИСТИК НАСОСОВ НА СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, Д.В. Шихов

НГТУ им Р.Е. Алексеева

603950, Нижний Новгород, ул. Минина, 24



Главные циркуляционные насосы в контурах реакторов на быстрых нейтронах работают в специфических условиях физических параметров тяжелых жидкокометаллических теплоносителей (ТЖМТ) – свинцового и свинцово-висмутового, термодинамические характеристики которых качественно отличаются от аналогичных характеристик традиционных теплоносителей – воды и натрия. Кавитационные характеристики ТЖМТ также существенно отличаются от характеристик других теплоносителей ядерных реакторов.

Используемые в расчетных методиках насосов эмпирические и полуэмпирические зависимости, полученные при испытаниях на воде, делаю неприменимыми эти методики для расчетов и оптимального проектирования насосов, перекачивающих ТЖМТ.

Испытания моделей ГЦН реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 на стенде ФТ-4 в НГТУ показали, что при рабочих условиях проведения экспериментов, свойственных РУ с ТЖМТ, фиксируется существенное различие фактических подачи и напора насоса и ожидаемых расчетных значений при проектировании насоса по традиционным методикам. Для обоснования оптимального проектирования проточной части осевого насоса, перекачивающего высокотемпературный свинцовый теплоноситель, в НГТУ разработана программа НИР, результаты отдельных этапов которой представлены в статье.

Ключевые слова: тяжелый жидкокометаллический теплоноситель, реакторная установка на быстрых нейтронах, ГЦН, колесо насоса, кавитация, напор насоса, центробежная и осевая конструкции лопастных систем.

ВВЕДЕНИЕ

Ресурсная работоспособность контура ядерного реактора существенно зависит от характеристик главного циркуляционного насоса (ГЦН) контура. ГЦН в контурах реакторов на быстрых нейтронах работают в специфических условиях физических параметров свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей, термодинамические характеристики которых качественно отличаются от аналогичных характеристик традиционных теплоносителей – воды и натрия.

К специфическим свойствам свинцового теплоносителя относятся [1]

– низкое давление насыщенного пара $1,44 \cdot 10^{-17}$ Па при $t = 127^\circ\text{C}$ и $5,38 \cdot 10^{-15}$ Па при $t = 527^\circ\text{C}$;

– высокая температура кипения $t_{\text{кип}} = 1750^\circ\text{C}$ при атмосферном давлении, в ус-

© А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, Д.В. Шихов, 2015

ловиях реакторного контура – выше;

– большая плотность $\rho = 10,5 \cdot 10^{-3}$ кг/м³ при $t = 450^\circ\text{C}$, определяющая силы инерции в потоке;

– большее, чем у воды, поверхностное натяжение $\sigma = 400$ н/м при $t = 350^\circ\text{C}$, определяющее поверхностные свойства теплоносителя;

– несмачиваемость поверхности сталей, имеющих защитные оксидные покрытия в условиях реакторных контуров, краевой угол смачивания оксицированных сталей (в среде сухого аргона) составляет $\theta = 110 - 120^\circ\text{C}$;

– кинематическая вязкость $\nu = 20,99 \cdot 10^{-8}$ м³/с при $t = 400^\circ\text{C}$;

– теплопроводность $\lambda = 16,58$ Вт/мК при $t = 400^\circ\text{C}$, большая, чем у воды, но меньшая, чем у натрия.

Кавитационные характеристики ТЖМТ существенно отличаются от кавитационных характеристик других теплоносителей ядерных реакторов. Характеристики взаимодействия (сцепления) свинцового теплоносителя с поверхностью оксицированной стали (работы адгезии) существенно меньше характеристик взаимодействия (сцепления) внутри объема теплоносителя (работы когезии). Поэтому в потоке ТЖМТ при локальном уменьшении давления со стороны поверхности потока на стенку канала поверхность потока за счет сил поверхностного натяжения, гравитации и т.п. отходит от стенки канала, образуя вихри, контактирующие со стенкой через газовую прослойку. Между стенкой канала и поверхностью потока может образовываться газовая (парогазовая) полость. В процессе движения потока при повышении в нем локального давления его завихренная поверхность вновь прижимается к стенке. В том случае, если нормальная составляющая скорости ТЖМТ в этом процессе достаточно велика, возможна эрозия локального участка поверхности с характеристиками, похожими на разрушение при традиционной кавитации [2 – 4].

Безусловно, фундаментальные физические законы распространяются на процессы, происходящие в проточной части насосов, перекачивающих как воду, так и свинцовый и свинцово-висмутовый теплоносители. Однако используемые в расчетных методиках насосов эмпирические и полуэмпирические зависимости, полученные при испытаниях на воде, делают неприменимыми эти методики для расчетов и оптимального проектирования насосов, перекачивающих ТЖМТ [5, 6]. Это подтверждено опытом создания главных циркуляционных насосов отечественных транспортных реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем и ГЦН стационарных установок со свинцовым теплоносителем.

Испытания моделей ГЦН реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 на стенде ФТ-4 в НГТУ показали, что в диапазоне расходов свинцового теплоносителя 80 – 200 м³/ч, температурах от 440 до 550°С и скоростях вращения вала насоса НСО-01 НГТУ 600 – 1200 об/мин фиксируется существенное различие фактических подач и напора насоса и ожидаемых расчетных значений при проектировании насоса по традиционным методикам. Все испытанные (спроектированные по традиционным методикам) рабочие колеса насоса НСО-01 имели больший или меньший эрозионный износ при временной базе испытаний 150 – 300 часов [7, 8].

Для обоснования оптимального проектирования проточной части осевого насоса, перекачивающего высокотемпературный свинцовый теплоноситель, в НГТУ была разработана программа НИР, результаты отдельных этапов которой описаны ниже.

ИССЛЕДОВАНИЕ КАВИТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Одной из целей комплекса НИР являлось исследование условий возникновения кавитации (двухкомпонентного потока ТЖМТ-газ (парогазовая смесь)), ее ха-

рактеристик и типа.

Эксперименты проводились на четырех стендах со свинцовым теплоносителем. На двух из них исследовались процессы кавитации в центробежных насосах, на двух других – в осевых насосах. На одном из стендов с центробежным насосом (ФТ-3 НГТУ) исследовались кавитационные характеристики потока свинца в сопле Вентури. Температура свинцового теплоносителя в процессе экспериментов составляла 440 – 550°C, объемная подача насосов от 6 до 200 м³/ч, что соответствовало массовой подаче 60 – 2000 т/ч. Скорость вращения вала центробежных насосов – до 2400 об/мин, осевых – до 1400 об/мин, максимальное значение переносной скорости потока в осевых насосах – до 14 м/с. Термодинамическая активность кислорода в теплоносителе составляла 10⁻⁵ – 10⁰, в последнем случае – при наличии твердой фазы оксидов свинца.

Такой диапазон содержания кислорода обеспечивал формирование и поддержание защитных оксидных покрытий на поверхностях проточной части насосов и их несмачиваемость теплоносителем.

В результате исследований установлено, что критическое давление в потоке, при котором начинается кавитация, составляет 0,3 – 0,6 кгс/см² (ата). В процессе развития кавитации при уменьшении давления в потоке ТЖМТ примерно до 0,0 кгс/см² (ата) массовая подача и напор насоса монотонно уменьшаются, традиционный кавитационный «срыв» насоса не происходит. Аналогичные результаты получены при испытании центробежных и осевых насосов и в сопловом устройстве.

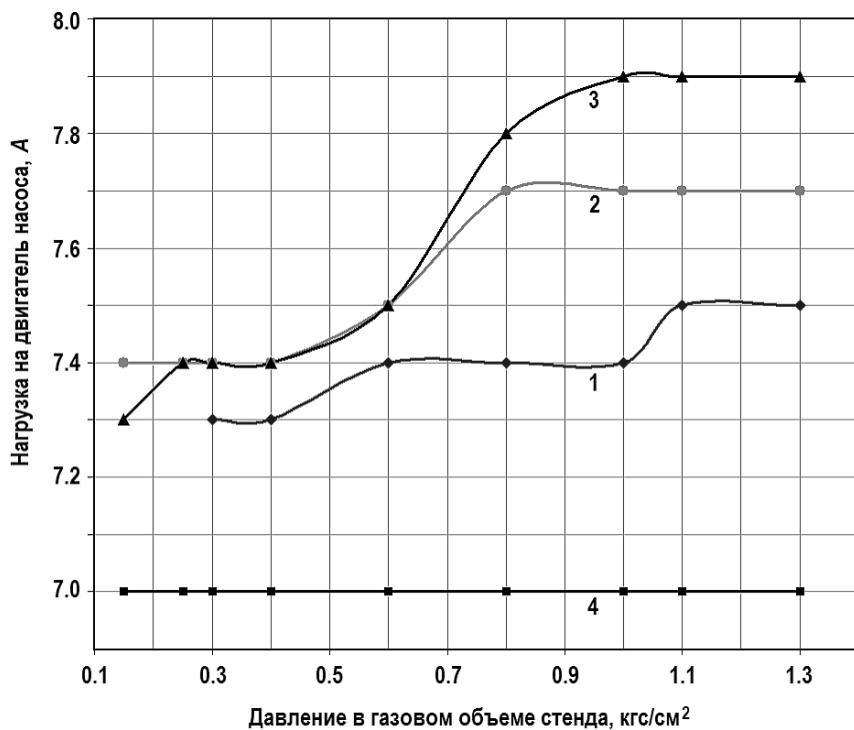


Рис. 1. Зависимость нагрузки на электродвигателе от давления на входе в рабочее колесо центробежного насоса НЦС-04 НГТУ на стенде ФТ-3 НГТУ: 1 – 900 об/мин; 2 – 1000 об/мин; 3 – 1100 об/мин; 4 – $I_{xx900} = I_{xx1000} = I_{xx1100}$

Как видно из графика (рис. 1), в процессе уменьшения давления на входе в рабочее колесо центробежного насоса на стенде при $n = 1000$ и 1100 об/мин нагрузка

электродвигателя оставалась примерно постоянной до давления на входе в рабочее колесо $\sim 0,6$ кгс/см² (ата). При последующем уменьшении давления нагрузка электродвигателя плавно уменьшается до величины, существенно превышающей нагрузку «холостого хода», определенную экспериментально. Уменьшение полезной нагрузки насоса примерно в два раза коррелирует с уменьшением до 0,7 – 0,8 от исходной как массовой подачи, так и напора насоса [2].

Характер кавитации в условиях реакторных контуров со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями соответствует так называемой газовой кавитации, а не традиционной паровой. Экспериментами подтверждено наличие газа в объеме отстоявшегося ТЖМТ, отобранного из длительно эксплуатированного циркуляционного контура.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ЛОПАСТНЫХ СИСТЕМ ОСЕВОГО НАСОСА ОТ УГЛА УСТАНОВКИ ЛОПАТОК ПРИ ЧЕТЫРЕХ- И ШЕСТИЛОПАСТНЫХ РАБОЧИХ КОЛЕСАХ

Целью работы являлось исследование характеристик лопастных систем с плоскими лопатками в свинцовом теплоносителе в зависимости от угла установки лопаток на рабочем колесе насоса.

Эксперименты проводились с последовательно устанавливаемыми на валу осевого насоса НСО-01 НГТУ рабочими колесами с четырьмя и шестью плоскими лопатками (рис. 2) с углами установки плоских лопастей 15, 22, 28, 35, 41, 53° при температуре свинцового теплоносителя 400 – 450°C со скоростями вращения вала насоса 600, 700, 800, 900, 1000, 1100 об/мин с осевым рабочим колесом, диаметром 200 мм, при трех гидравлических характеристиках трассы циркуляции, изменяемых положением клина задвижки на напоре насоса. Термодинамическая активность кислорода в свинцовом теплоносителе поддерживалась в диапазоне 10^{-5} – 10^0 , что обеспечивало формирование и поддержание оксидных защитных покрытий на поверхностях конструкционных материалов проточной части. Сменные лопастные системы устанавливались последовательно на выемной части осевого насоса НСО-01 в контуре свинцового теплоносителя установки испытания моделей проточной части главного циркуляционного насоса реакторной установки БРЕСТ-0Д-300 (стенда ФТ-4 в НГТУ).

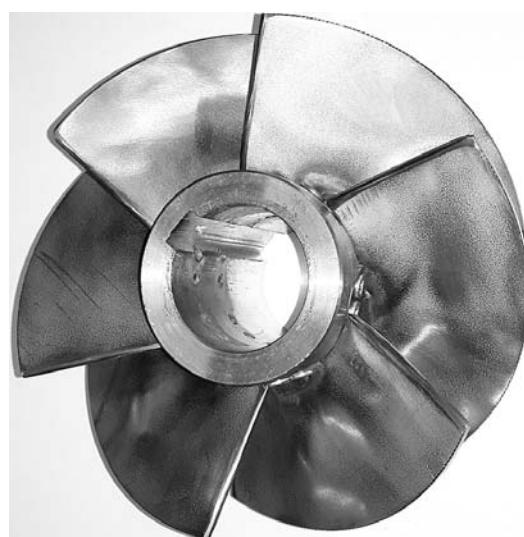


Рис. 2. Рабочее колесо с шестью плоскими лопатками

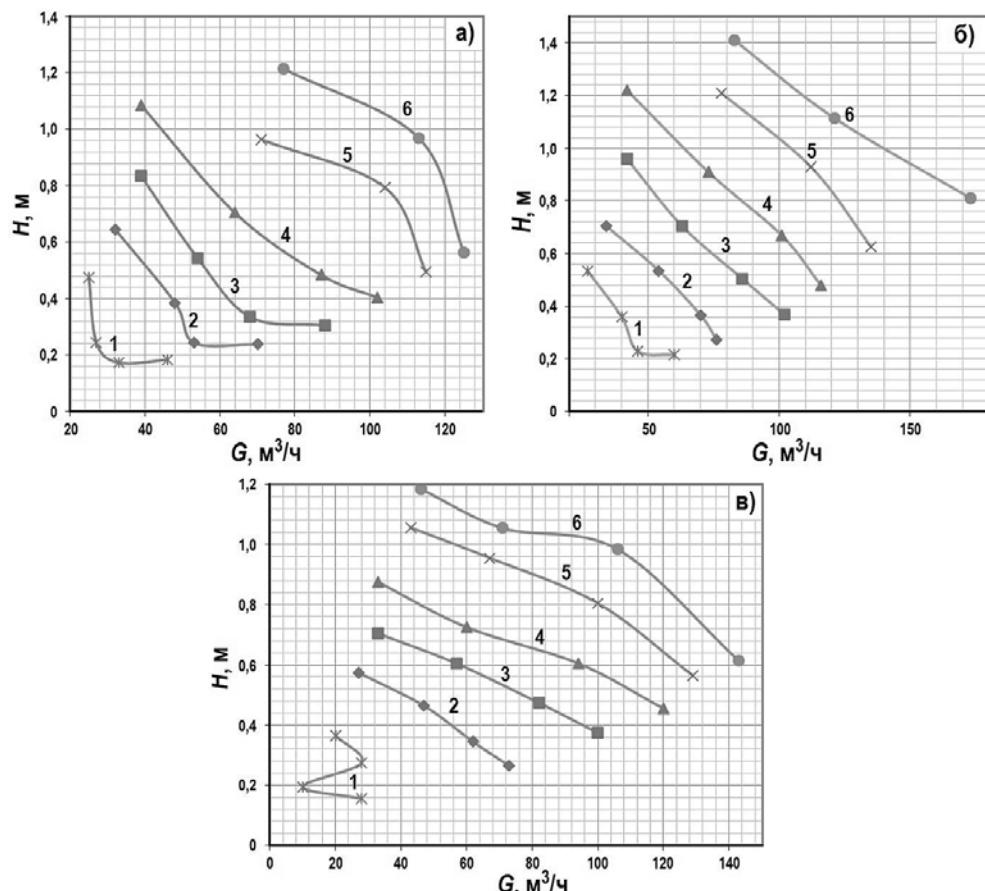


Рис. 3. Напорно-расходные характеристики для четырехлопастной системы при угле установки плоских лопастей: а) – 15° ; б) – 22° ; в) – 35° . Скорости вращения: 1 – 600 об/мин; 2 – 700 об/мин; 3 – 800 об/мин; 4 – 900 об/мин; 5 – 1000 об/мин; 6 – 1100 об/мин

Сравнительный анализ напорно-расходных характеристик при четырех плоских лопатках, установленных под углами 15° , 22° и 35° (рис. 3), показывает существенное различие характеристик лопастной системы от угла установки плоских лопастей. При четырех лопатках максимальная подача насоса $172 \text{ м}^3/\text{ч}$ соответствовала напору $0,8 \text{ м ст.Пв}$ при 1100 об/мин , при угле установки 22° . Эти характеристики близки к характеристикам лопастных систем с профилированными лопатками конструкций НГТУ и ЦКБМ. При углах установки 15° и 35° максимальная подача составляла 125 и $143 \text{ м}^3/\text{ч}$ при напоре $0,58$ и $0,6 \text{ м ст.Пв}$ при тех же прочих условиях.

Сравнительный анализ напорно-расходных характеристик при шести плоских лопатках, установленных под углами 15° и 28° (рис. 4), показывает существенную разницу характеристик лопастей системы при различном числе лопаток на рабочем колесе в аналогичных условиях. Подача насоса при угле установки лопастей 28° составляет $\sim 175 \text{ м}^3/\text{ч}$, напор – $1,05 \text{ м ст.Пв}$ при 1100 об/мин ; при 15° подача составляет $135 \text{ м}^3/\text{ч}$, напор – $0,36 \text{ м ст.Пв}$ при 1100 об/мин .

Сравнение характеристик насоса с четырьмя и шестью плоскими лопатками показывает, что они при равных условиях подачи лопастных систем близки друг к другу, а напоры существенно различаются и зависят от угла установки лопаток.

Ход кривых зависимостей подачи и напора колес с плоскими четырьмя и шестью лопатками аналогичен, однако максимумы подачи при четырех лопатках при 1100 об/мин находятся в диапазоне углов установки лопаток 20° – 30° , а при шести

сти лопатках эти максимумы сдвинуты вправо на 5 – 10°.

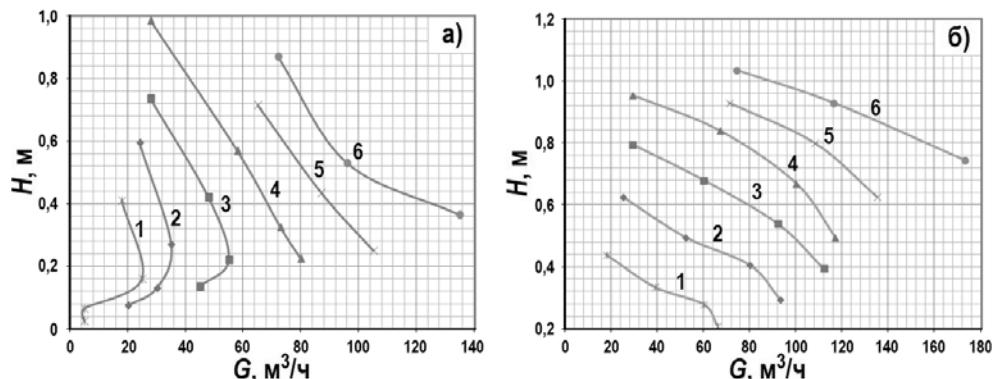


Рис. 4. Напорно-расходная характеристика для шестилопастной системы при угле установки плоских лопастей: а) – 15°; б) – 28°. Скорости вращения: 1 – 600 об/мин; 2 – 700 об/мин; 3 – 800 об/мин; 4 – 900 об/мин; 5 – 1000 об/мин; 6 – 1100 об/мин

При увеличении скорости вращения вала как с четырьмя, так и с шестью лопастями от 600 до ~1000 об/мин при равных условиях подача и напор монотонно увеличиваются. При увеличении скорости вращения вала от 1000 до 1100 об/мин фиксируется существенно более резкое возрастание как подачи, так и напора лопастной системы.

В НГТУ была создана конструкция выемной части осевого насоса НСО-01 с поворотными лопатками (рис. 5). Проверка полученных данных в условиях высокотемпературного свинцового теплоносителя с использованием этого устройства по характеристикам лопастных систем подтвердила достоверность полученных ранее результатов.



Рис. 5. Узел установки поворотных лопаток НСО-01 НГТУ

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭРОЗИОННОГО ИЗНОСА ЛОПАСТНЫХ СИСТЕМ НАСОСОВ В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

Многочисленными экспериментами доказано [1], что работоспособность сталей в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях при температурах 400 – 450°C может быть обеспечена только при наличии защитных покрытий на поверхностях элементов конструкций, контактирующих с ТЖМТ. Общепринятым и рекомендованным методом защиты сталей в реакторных установках с ТЖМТ (БРЕСТ, СВБР) является

использование защитных оксидных покрытий, формируемых в процессе изготовления конструкций или формируемых и доформируемых непосредственно в составе реакторного контура в результате контакта с теплоносителем, имеющим необходимый окислительный потенциал. Возможны варианты защиты рабочих колес главных циркуляционных насосов РУ со свинцовым теплоносителем при нанесении на них различных покрытий до установки в реакторный контур. Основным недостатком этих покрытий является объективная возможность их разрушения при эксплуатации в результате термокачек и термоударов, механического износа и др. При невозможности доформирования таких покрытий в местах их разрушения в процессе эксплуатации возникают «слабые места» в конструкции, что делает такие покрытия неконкурентными по сравнению с традиционными оксидными покрытиями.

Примером воздействия потока ТЖМТ на элементы конструкций лопастной системы насоса может служить разрушение рабочего колеса (ПЧ №3 НГТУ) на стенде ФТ-4. В результате аварийного разрушения узла крепления приемного патрубка с внешним каналом (обечайкой) рабочего колеса насоса НСО-01 произошло заклинивание колеса в этой обечайке с отклонением ее оси от оси вращения вала насоса на 3 – 5°. В течение примерно 30-ти часов рабочее колесо вместе с обечайкой вращались в деформированном потоке ТЖМТ в проточной части несососно с осью вращения вала насоса. В результате этого участок рабочего колеса с внешней стороны относительно оси вращения вала насоса был существенно разрушен (рис. 6), тогда как участок рабочего колеса с внутренней стороны следов эрозионных повреждений не имел.



Рис. 6. Участок эрозионного разрушения лопастной системы ПЧ №3 электронасоса НСО-01

При испытаниях рабочих колес с оксидными и другими покрытиями в свинцовом теплоносителе при 440 – 500°C фиксировались разрушения выходных кромок лопаток, поверхностей лопаток (как правило, всасывающих), поверхностей ступицы.

Безусловно, очевидным способом предотвращения эрозионных разрушений элементов лопастных систем насоса, работающих в ТЖМТ, является создание такой геометрии проточной части, которая исключала бы отрыв потока и образование вихрей в межлопастном пространстве с интенсивностью, приводящей к разрушению поверхностей лопастной системы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Особенности физических характеристик высокотемпературного свинцового теплоносителя установок с реакторами на быстрых нейтронах делают непригодным использование традиционных методов расчета и оптимального проектирования главных циркуляционных насосов этих установок.

2. Проведенные в НГТУ исследования позволили определить необходимые для

обоснованного проектирования главных циркуляционных насосов реакторных контуров кавитационные характеристики свинцового теплоносителя применительно к условиям реакторов на быстрых нейтронах.

3. Экспериментальные исследования центробежных и осевых конструкций лопастных систем насосов для перекачки свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей при температурах от 420 до 500°C, кратковременно 550°C при подачах 80 – 2000 т/ч и напорах 1,5 – 6,0 м ст. ТЖМТ позволили экспериментально обосновать конструкции центробежных и осевых насосов (в части углов установки лопаток и др.).

4. В результате выполнения комплексной программы экспериментальных и расчетно-теоретических исследований предполагается разработка методик расчета и оптимального проектирования лопастных насосов, перекачивающих ТЖМТ. Результаты, отраженные в статье, являются первом этапом этой работы.

Литература

1. Безносов А.В. Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в атомной энергетике / А.В. Безносов, Ю.Г. Драгунов, В.И. Рачков. – М.: ИздАТ, 2006. – 370 с.: ил.
2. Боков П.А. Исследование условий возникновения и характеристик кавитации в главных циркуляционных насосах реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых ТЖМТ / Дис. на соис. уч. ст. канд. техн. н. 2015 г. – 177 с.
3. Безносов А.В., Боков П.А., Львов А.В., Новожилова О.О., Новинский Э.Г., Лемехов В.В. Экспериментальное исследование условий возникновения и характеристик газовой кавитации в потоке свинцового теплоносителя инновационных ядерных реакторов на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012. № 2. С. 85-94.
4. Карелин В.Я. Кавитационные явления в центробежных и осевых насосах. – М.: Машиностроение, Стр. 5-20, 57-79. 1975 г.
5. Безносов А.В., Антоненков М.А., Боков П.А., Баранова В.С., Кустов М.С. Специфика циркуляционных насосов реакторных контуров со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2009. № 4. С. 155-160.
6. Безносов А.В., Боков П.А., Антоненков М.А., Баранова В.С., Махов К.А., Бокова Т.А. Особенности гидродинамики свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей // Атомная энергия. 2010. Т. 109. № 2. С. 72-76.
7. Безносов А.В., Дроздов Ю.Н., Антоненков М.А., Бокова Т.А., Львов А.В., Лемехов В.В. Экспериментальное исследование проточной части модели осевого главного циркуляционного насоса реакторной установки с тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем // Вестник машиностроения. 2014. № 2. С. 53-56.
8. Безносов А.В., Дроздов Ю.Н., Антоненков М.А., Бокова Т.А., Лемехов В.В., Львов А.В. Исследование характеристик проточной части и подшипникового узла реакторной установки со свинцовыми теплоносителем // Трение и износ. 2014. Т. 35. № 4. С. 489-493.

Поступила в редакцию 11.11.2015 г.

Авторы

Безносов Александр Викторович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Львов Александр Вячеславович, инженер
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Боков Павел Андреевич, ассистент
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Бокова Татьяна Александровна, доцент,
E-mail: tatabo@bk.ru

Шихов Денис Владимирович, магистрант
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

UDC 621.039

EXPERIMENTAL RESEARCH AND TESTING OF PUMP CHARACTERISTICS WITH NUCLEAR REACTOR'S LEAD COOLANT

Beznosov A.V., L'vov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A., Shikhov D.V.

NSTU n.a. R.E. Alekseev

24 Minin st., Nizhnij Novgorod, 603950 Russia

ABSTRACT

The main circulation pump in the fast neutron reactors operating in specific conditions of the physical parameters of lead and lead-bismuth coolant. Scope last are qualitatively different from those of the thermodynamic characteristics of conventional heat transfer fluids: water and sodium. HLMC cavitation characteristics significantly different from those of other coolants of nuclear reactors.

Used in calculation methods pumps empirical and semiempirical dependences obtained in tests on the water, do not apply these techniques for the calculation and optimal design of pumps, pumping HLMC.

Test models MCP reactor BREST-OD-300 on the stand FT-4 NSTU showed that under the operating conditions of the experiment, inherent to reactor plants with HLMC, recorded a significant difference of actual flow and pressure of the pump and the expected settlement value in the design of the pump in the traditional techniques.

To justify the optimal design of the axial flow pump, pumping fluid into a high-temperature lead NSTU has developed a program of scientific research, the results of the individual steps that are presented in this article.

Key words: heavy liquid metal coolant, heavy liquid metal coolant, reactor installation on fast neutrons, MCP, pump impeller; cavitation pump head; design centrifugal and axial vane-pump system.

REFERENCES

1. Beznosov A.V., Dragunov Yu.G., Rachkov V.I. Tyazhyolye zhidkometallicheskie teplonositeli v atomnoj energetike [The heavy liquid metal coolant in nuclear power]. Moscow. Izdat Publ., 2006. 370 p. (in Russian).
2. Bokov P.A. Issledovanie uslovij vozniknoveniya i harakteristik kavitacii v glavnnyh cirkulyacionnyh nasosah reaktorov na bystryh nejtronah, ohlazhdaemyh TZhMT. Dissertaciya na soiskanie uchyonoj stepeni kandidata tehnicheskikh nauk [Investigation of the conditions of occurrence and characteristics of cavitation in the main circulation pumps of fast reactors, cooled heavy liquid metal]. Nizhnij Novgorod, 2015. 177 p. (in Russian).
3. Beznosov A.V., Bokov P.A., Lvov A.V., Novozhilova O.O., Novinskij E.G., Lemehov V.V. Eksperimental'noe issledovanie uslovij vozniknoveniya i harakteristik gazovoj kavitacii v potoke svincovogo teplonositelya innovacionnyh yadernyh reaktorov na bystryh nejtronah. [Experimental study of conditions for the occurrence and characteristics of gas cavitation in the flow of coolant lead innovative nuclear reactors on fast neutrons]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2012, no. 2, pp. 85-94 (in Russian).
4. Karel V.Ya. Kavitationnye yavleniya v centrobvezhnyh i osevyh nasosah [Cavitation in centrifugal and axial pumps]. Moscow. Mashinstroenie Publ., 1975. pp. 5-20, 57-79 (in Russian).
5. Beznosov A.V., Anotonenkoy M.A., Bokov P.A., Baranova V.S., Kustov M.C. Specifika cirkulyacionnyh nasosov reaktornyh konturov so svincovym i svinecvismutovym teplonositelyami [The specifics of the reactor coolant pumps and circuits with lead and lead-bismuth coolants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2009, no. 4, pp. 155-160 (in Russian).

6. Beznosov A.V., Bokov P.A., Antonenkov M.A., Baranova V.S., Mahov K.A., Bokova T.A. Osobennosti gidrodinamiki svincovogo i svincovo-vismutovogo teplonositelej [Features hydrodynamics lead and lead-bismuth coolant]. Atomnaya energiya. 2010, vol. 109. no. 2, pp. 72-76 (in Russian).
7. Beznosov A.V., Drozdov Yu.N., Antonenkov M.A., Bokova T.A., L'vov A.V., Lemehov V.V. Eksperimental'noe issledovanie protochnoj chasti modeli osevogo glavnogo cirkulyacionnogo nasosa reaktornoj ustanovki s tyazhelym zhidkometallicheskim teplonositelem [Experimental study of flow part of the models of the main circulation pump of the reactor plant with a heavy liquid metal coolant]. Vestnik mashinostroenija. 2014. no. 2, pp. 53-56 (in Russian).
8. Beznosov A.V., Drozdov Yu.N., Antonenkov M.A., Bokova T.A., Lemehov V.V., L'vov A.V. Issledovanie harakteristik protochnoj chasti i podshipnikovogo uzla reaktornoj ustanovki so svincovym teplonositelem [Study of characteristics of flow part and bearing assembly of the reactor installation with a lead coolant]. Trenie i iznos. 2014, v. 35, no. 4, pp. 489-493 (in Russian).

Authors

Beznosov Aleksandr Viktorovich, Professor, Dr. Sci.(Engineering)

E-mail: beznosov@nttu.nnov.ru

L'vov Aleksandr Vyacheslavovich, Engineer

E-mail: beznosov@nttu.nnov.ru

Bokov Pavel Andreevich, Assistant

E-mail: beznosov@nttu.nnov.ru

Bokova Tat'yana Aleksandrovna, Assistant Professor

E-mail: tatabo@bk.ru

Shikhov Denis Vladimirovich, Graduate Student

E-mail: beznosov@nttu.nnov.ru

ВЫРОЖДЕННЫЕ ЗАДАЧИ ОПТИМИЗАЦИИ И ОПТИМАЛЬНОСТЬ ЯЭУ

А.В. Клименко

ОФ «Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва»

144001, г. Электросталь, Московская обл., ул. К.Маркса, ба-

НИЯУ «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Оптимизация больших систем экономики и энергетики приводит к вырожденным решениям большой размерности [1]. Это очень сильное математическое усложнение. Однако оно позволяет рассматривать будущее развитие энергетики как совместную работу ядерных энергетических установок (ЯЭУ), энергетических установок (ЭУ) на угле, ЭУ на газе. Кроме того, оно позволяет рассматривать развитие энергетики страны только на ЯЭУ. Для этого нужна системная оптимизация параметров ЯЭУ. Энергоустановку (в частности, ЯЭУ) тогда можно считать оптимально спроектированной, когда она входит в оптимальный план функционирования энергосистемы на бесконечном интервале планирования для широкого диапазона состояний экономики (от экономики с нормой дисконтирования, близкой к нулю, до экономики с нормой дисконтирования около 30 %/год) в условиях конкуренции со всеми известными типами энергоустановок, и нет причин, при которых можно улучшить оптимальный план (улучшить функционал оптимизации), изменив свойства или параметры этой энергоустановки. В противном случае, эту энергоустановку (в частности, ЯЭУ) следует признать неоптимальной. Показаны признаки оптимальности (и неоптимальности) ЯЭУ, помещенной в конкурентную среду энергосистемы.

Ключевые слова: вырожденная задача оптимизации, экономика, энергетика, энергосистема, энергоустановка, ядерная энергетическая установка, оптимальность, неоптимальность, норма дисконтирования.

ОПТИМАЛЬНЫЕ ПЛАНЫ РАЗВИТИЯ РОССИИ ДЛЯ ЭКОНОМИК С РАЗНОЙ ЦЕНОЙ ВРЕМЕНИ

Для анализа развития ЯЭ России все исходные данные, метод оптимизации и инструмент оптимизации – код TOBAS – взяты из [2, 3]. Отметим некоторые из них.

Оптимальный или локально-оптимальный план в комплексе TOBAS характеризуются более чем 10 000 переменными, анализ значений каждой из которых – это предмет отдельного отчета. Рабочая размерность обратной матрицы равна (или более) $10\,000 \times 10\,000$.

Виды энергоустановок. В ЯЭ России разрешен ввод в эксплуатацию на всем интервале в 150 лет оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками двух ти-

© А.В. Клименко, 2015

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

пов: **В-0** – урановый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в открытом ЯТЦ [4]; **В-3** – уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в замкнутом ЯТЦ [4]. Также разрешен ввод в эксплуатацию с 30-го года интервала оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками еще семи типов: **В-Ри** – уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор ВВЭР-1000 для работы в замкнутом ЯТЦ (все делящиеся материалы заменены на plutоний [4]); **СВБР** – свинцово-висмутовый энергетический (быстрый) реактор СВБР-100 с топливом из урана, плутония, минорных актиноидов (МА) для работы в замкнутом ЯТЦ [5]; **БН** – натриевый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БН-1200 (двухконтурная схема ЯЭУ) для работы в замкнутом ЯТЦ [6] (для этих ЯЭУ типа БН в расчетах удельные на единицу установленной электрической мощности капитальные затраты приняты равными удельным капитальным затратам тепловых ЯЭУ, что примерно соответствует двухконтурной схеме ЯЭУ типа БН); **БН-Т** – натриевый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БН-1200 (трехконтурная схема ЯЭУ) для работы в замкнутом ЯТЦ [6] (для этих ЯЭУ типа БН в расчетах удельные на единицу установленной электрической мощности капитальные затраты приняты равными 1,5 таковым для ЯЭУ типа БН); **БРЕСТ** – свинцовый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор БРЕСТ-1200 для работы в замкнутом ЯТЦ [7]; **ВК** – водяной кипящий корпусной быстрый энергетический реактор ВККБР-1035 для работы в замкнутом ЯТЦ [8]; **ЖСР** – жидкокислородный энергетический (быстрый) реактор ЖСР-1650 для работы в замкнутом ЯТЦ [9]. ЖСР вырабатывает электроэнергию и сжигает МА. Суммарная мощность ЯЭУ типа ЖСР и режимы их работы оптимизировались в каждый момент времени так, чтобы к концу интервала планирования (150 лет) склад МА всей энергосистемы России был пуст (т.е. запас склада МА был равен нулю).

Традиционная энергетика (тепловые электростанции – ТЭС) представлена [2, 3, 10 – 12] двумя ЭУ (каждая со своей энерготехнологией) для угольной энергетики – **У1, У2** и двумя ЭУ для энергетики на природном газе и газе сланцевого происхождения – **Г1, Г2**.

Остальные характеристики математической модели, включая верхний (ВУ) и нижний (НУ) уровни спроса на энерговыработку энергосистемой, принимались такими же, как и в [13].

Некоторые стоимостные характеристики. Функционал, суммарные приведенные затраты на всю программу развития энергосистемы России, измеряется в Т\$. Функционал плана с участием ЯЭ разбит на две части: одна часть включает в себя все затраты без оплаты ущерба от тяжелых аварий типа «Чернобыльской»; другая часть (Δ) – оплату ущерба от тяжелой аварии типа «Чернобыльской» в зависимости от вероятности тяжелой аварии (ВТА).

Срок службы любой ЯЭУ принимался равным 60-ти годам, ЭУ на угле и ЭУ на газе – соответственно 40-ка и 20-ти годам, если установка вводится до 50-го года интервала оптимального планирования, и для обоих типов – 60-ти годам после 50-го года интервала оптимального планирования. Т.е. предполагалось, что любая из перечисленных ЯЭУ и ЭУ *работоспособна* в течение этого срока (с учетом регламентированных капитальных и текущих ремонтов, модернизации, снятия с эксплуатации – все виды работ учтены в функционале конкретных ЯЭУ и ЭУ).

За начало (ноль) интервала оптимального планирования принят 2000-ый год.

Следовало бы рассмотреть оптимальность ЯЭУ для состояний экономики России, различающихся по значению эффективной процентной ставки в интервале от 5 до 25 %/год. Однако размеры статьи позволяют сделать анализ оптимальности ЯЭУ только для одного значения процентной ставки, так что остановимся на благопри-

ятной для ЯЭ процентной ставке 5 %/год и покажем, что даже в этом случае рассматриваемые ЯЭУ далеки от оптимальности.

ЛОКАЛЬНАЯ ОПТИМАЛЬНОСТЬ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ ПРИ ОТСУСТВИИ ЯЭ

Если бы энергетика России развивалась только с использованием ЭУ на угле и газе, то оптимальные планы для нижнего и верхнего уровней (НУ и ВУ) спроса на энерговыработку для экономики России с разной эффективной процентной ставкой приводили бы к значениям функционала, приведенным в табл. 1 [13].

Таблица 1

Значения функционалов (суммарных приведенных затрат на всю программу развития энергосистемы России), Т\$, для оптимальных планов развития энергосистемы России без участия ЯЭ в зависимости от эффективной процентной ставки $\rho_{\text{эфф}}$ экономики

$\rho_{\text{эфф}}, \%/\text{год}$	Спрос на энерговыработку	
	НУ	ВУ
5	12,75	13,34
10	6,44	6,45
15	4,77	4,77
20	3,71	3,71
25	3,71	3,71

В [13] отмечалось, что в экономике России с эффективными процентными ставками 15 %/год и выше в оптимальном плане развития энергосистемы страны нет ЯЭ на оптимизируемом участке интервала планирования, присутствуют только ЭУ на угле и газе.

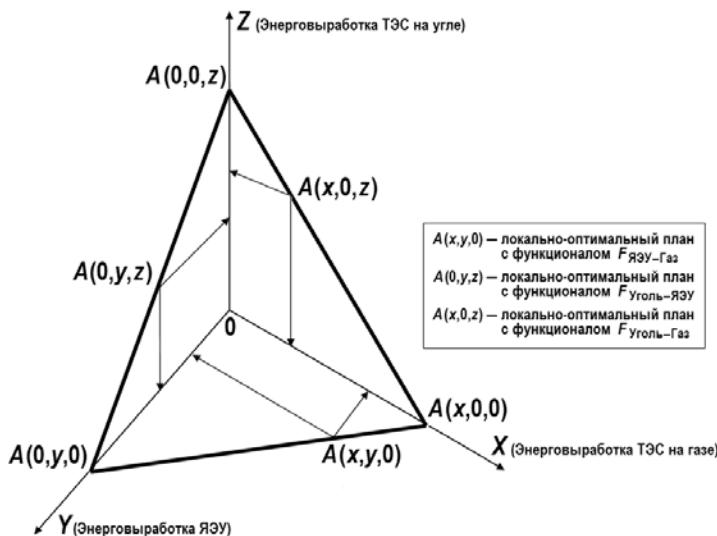


Рис. 1. Энерговыработка в вырожденных локально-оптимальных планах с одинаковыми значениями функционала. Функционал – интегральные приведенные затраты на всю программу энерговыработки системы $F_{\text{уголь-ЯЭУ}} = F_{\text{уголь-Газ}} = F_{\text{ЯЭУ-Газ}}$

Как было пояснено в [1], все решения из табл. 1 следует считать локально-оптимальными, располагающимися в своих кратерах поверхности допустимых решений вырожденной задачи оптимизации энергосистемы России большой размернос-

ти. Такие решения соответствуют точкам $A(x,0,z)$ из [1] и приведены на рис. 1.

Нас будут интересовать кратеры, в которых в локально-оптимальных планах развития энергосистемы России присутствует ЯЭ, причем эти планы должны быть не хуже планов из табл. 1. Другими словами, в этих кратерах значения функционалов для таких локально-оптимальных решений не должны превышать значения из табл. 1. Такие решения соответствуют точкам $A(0,y,0)$, $A(0,y,z)$, $A(x,y,0)$ (см. рис. 1).

Прежде всего рассмотрим решения, соответствующие точкам $A(0,y,0)$ на оси «энерговыработка ЯЭУ», т.е. локально-оптимальные планы, в которых вся энерговыработка энергосистемы России производится только на ЯЭУ. В настоящее время такие планы можно рассматривать как гипотетические, так как перевод всей энергетики России только на ядерную энергетику влечет за собой большие экономико-социальные проблемы. Закрытие традиционных предприятий топливно-энергетического комплекса (ТЭК), связанных с добычей и использованием угля, нефти, газа, требует переориентации городов и поселков, в которых размещены эти предприятия, на другие отрасли экономики страны, что связано с корректным решением экономических и социальных проблем целых регионов страны. Тем не менее, такие гипотетические планы позволяют обратить внимание ядерщиков на имеющиеся резервы в выборе оптимальных параметров проектируемых и перспективных ЯЭУ. Другими словами, традиционно спроектированные ЯЭУ по физико-техническим критериям, помещенные в энергосистему с жесткой конкуренцией со стороны других энерготехнологий, могут оказаться неоптимальными с точки зрения экономики энергосистемы и вытесненными из структуры энергосистемы. Чтобы знать уязвимые места ЯЭУ при работе их на рынке спроса (в энергосистеме), следует оптимизировать структуру энерговыработки в энергосистеме при наличии в ней ЯЭУ по экономическому критерию на бесконечном интервале планирования.

ЭНЕРГЕТИКА РОССИИ С ЭФФЕКТИВНОЙ ПРОЦЕНТНОЙ СТАВКОЙ 5 %/ГОД

На рисунке 2 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени как отдельных энерготехнологий, так и суммарной по всем энерготехнологиям, в локально-оптимальном плане развития энергетики России при эффективной процентной ставке 5 %/год, полученные при ранее приведенных исходных данных [13], для НУ спроса на энерговыработку России, когда вся энерговыработка производится только на ЯЭУ. Выделенные площади на рисунке представляют энерговыработку для указанной энерготехнологии.

Не следует удивляться большим вводимым в эксплуатацию ядерным энергетическим мощностям, сильно отличающимся от сегодняшних, ведь они должны покрывать весь спрос России на энерговыработку.

Рисунок показывает, что в энерговыработке участвуют ЯЭУ с реакторными установками В-0 до начала интервала оптимального планирования с целью учета предыстории энергосистемы, т.е. до конца года «ноль», далее – с начала интервала оптимального планирования (т.е. с начала первого года) до конца 10-го года (т.е. до 2010 г.), далее – с начала 51-го года по конец 60-го года; В-3 участвуют с начала 11-го года по конец 40-го года; ВК участвуют с начала 31-го года по конец 60-го года, далее – с начала 71-го года по конец 80-го года, затем – с начала 91-го года по конец 100-го года; БН участвуют с 41-го года до конца интервала оптимального планирования, т.е. до конца 2150-го года.

ЯЭУ типа ЖСР включаются в работу в начале 31-го года и работают до конца интервала оптимального планирования. Их суммарная мощность и режимы работы варьируются во времени, чтобы выжигать минорные актиниды оптимальным образом, так, чтобы к концу интервала оптимального планирования склад МА, наработанных и нарабатываемых всеми работавшими ЯЭУ, был пуст.

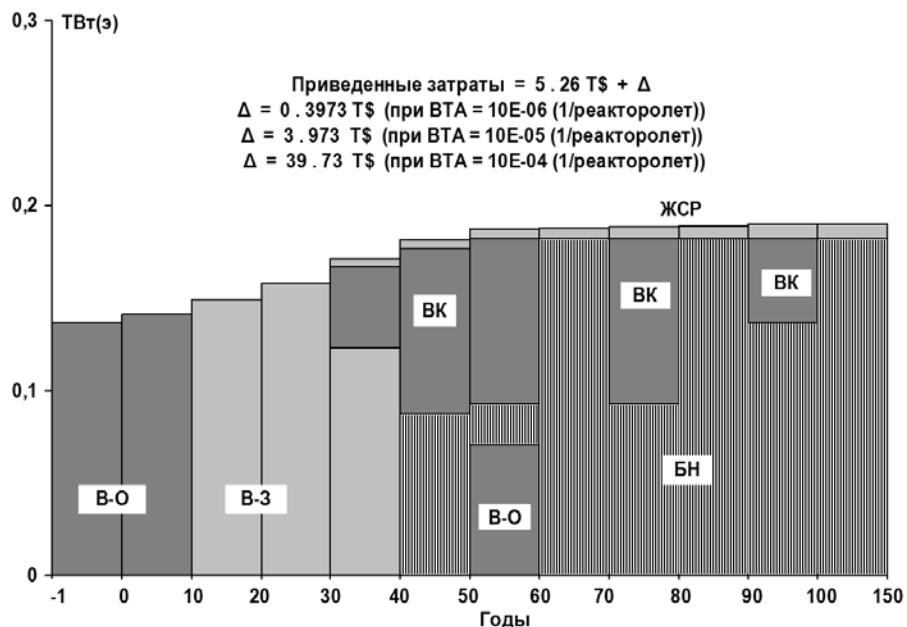


Рис. 2. График текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальном плане для НУ спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 5 % в год

С начала 31-го года и по конец 40-го года совместно работают ЯЭУ с реакторами ВК, В-З и ЖСР; с начала 41-го года и по конец 50-го года совместно работают ЯЭУ с реакторами ВК, БН и ЖСР; с начала 51-го года и по конец 60-го года совместно работают ЯЭУ с реакторами ВК, БН, ВО и ЖСР; с начала 71-го года и по конец 80-го года, а также с начала 91-го года и по конец 100-го года совместно работают ЯЭУ с реакторами ВК, БН и ЖСР.

С конца 40-го года ЯЭУ типа В-З, с конца 60-го года ЯЭУ типа В-О, с конца 100-го года ЯЭУ типа ВК останавливаются и выводятся из эксплуатации. На их месте в соответствии с проектом вывода из эксплуатации производятся затраты по доведению площадок размещения блоков до состояния «зелёной лужайки».

Из рисунка 2 видно, что многие ЯЭУ прерывают свою работу на длительный срок, не вызванный регламентными работами, и практически все не вырабатывают свой срок службы. Если бы эти ЯЭУ были спроектированы оптимально, они, однажды введенные в эксплуатацию, не позволили бы другим энерготехнологиям вытеснить их из режима несения нагрузки.

ОСОБЕННОСТИ ОПТИМАЛЬНОГО ПЛАНА, В КОТОРОМ ОПТИМИЗИРУЮТСЯ МОМЕНТЫ ВВОДА ОБЪЕКТОВ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ И МОМЕНТЫ ПЕРЕКЛЮЧЕНИЯ С ОДНОГО РЕЖИМА РАБОТЫ НА ДРУГОЙ

1. Резкие переходы от одной энергетической технологии к другой (см. рис. 2) являются следствием использования в оптимизационном методе управляющих функций в виде переключений. Такими управляющими функциями могут быть число объектов энергетической технологии, моменты ввода их в эксплуатацию или вводимые установленные мощности объектов в эксплуатацию (большие или равные нулю), зависящие от моментов ввода; при этом столь сложные управляющие функции учитывают все возможности оптимизации. Использование такой функции управления дает возможность оптимизации числа объектов и моментов ввода их в эксплуатацию (и как следствие, моментов переключения объектов с одного режима работы на другой) [14].

Очень часто в математических моделях развития энергосистем число объектов (энергоблоков) и моменты их ввода не оптимизируются. Вместо этого принимается непрерывный (как правило, погодовой) график ввода мощностей в эксплуатацию. Это упрощение значительно снижает возможности оптимизации и часто уводит от оптимального решения.

Модель с оптимизацией числа объектов (энергоблоков) и моментов ввода их в эксплуатацию показывает, что чаще всего выгоднее вводить энергоблоки в эксплуатацию не непрерывно и ежегодно, а прерывистыми сериями (часто большими) одновременно в оптимальные моменты времени.

2. Математическая модель энергосистемы (ТЭК) кода TOBAS [3, 14] оптимизирует число и моменты ввода энергоустановок и других объектов энергосистемы и ТЭК. Расчеты по этой модели показывают, что в оптимальной стратегии развития энергосистемы (ТЭК) для попавшего в оптимальный план типа энергоустановок (например, В-0) имеется один или несколько оптимальных моментов ввода в эксплуатацию этих установок на всем интервале планирования, и именно в эти моменты следует очередями вводить в эксплуатацию энергоустановки указанного типа. И только в редких случаях сочетание всех оптимизируемых факторов приводит к непрерывному (например, ежегодному) графику ввода в эксплуатацию энергоустановок этого типа. В оптимальные моменты ввода в эксплуатацию энергоустановок определенного типа может вводиться (в зависимости от спроса на энерговыработку) одна установка типовой мощности, но чаще всего вводится большое число таких энергоустановок на одной или нескольких энергетических площадках, чем достигается в этот момент времени ввод большой суммарной установленной мощности для нужд энергосистемы. И именно эта стратегия является оптимальной.

Для условий локально-оптимального плана развития энергетики России, приведенного на рис. 2, моменты ввода в эксплуатацию и установленные мощности энергоустановок, в частности, таковы: для В-0 в предыстории энергосистемы в момент ввода до «нулевого» года вводится 171 ГВт(э), затем одновременно меньшей серией типовых энергоблоков в момент ввода – начало первого года вводится 5 ГВт(э); для В-3 в момент ввода – начало 11-го года вводится 187 ГВт(э), в момент ввода – начало 21-го года вводится 11 ГВт(э); для БН в момент ввода – начало 41-го года вводится 110 ГВт(э), в момент ввода – начало 61-го года вводится 118 ГВт(э), в момент ввода – начало 91-го года вводится 110 ГВт(э); для ВК в момент ввода – начало 31-го года вводится 55 ГВт(э), в момент ввода – начало 41-го года вводится 57 ГВт(э); для ЖСР в момент ввода – начало 31-го года вводится 5 ГВт(э), в момент ввода – начало 41-го года вводится 0,763 ГВт(э), в момент ввода – начало 51-го года вводится 0,734 ГВт(э), в момент ввода – начало 61-го года вводится 0,684 ГВт(э), в момент ввода – начало 71-го года вводится 0,756 ГВт(э), в момент ввода – начало 81-го года вводится 0,835 ГВт(э), в момент ввода – начало 91-го года вводится 5,930 ГВт(э), в момент ввода – начало 101-го года вводится 1,248 ГВт(э). Проектная установленная мощность типового энергоблока ЖСР равна 1,6 ГВт(э) [9]. Поскольку требуемая суммарная установленная мощность ЯЭУ типа ЖСР в точности не кратна мощности типового энергоблока ЖСР, то вводится ближайшая большая суммарная установленная мощность, кратная мощности типового энергоблока. Это правило действует и в отношении других типов ЯЭУ.

Для плана на рис. 2 все эти моменты ввода энергоустановок в эксплуатацию – оптимальны, любые другие моменты ввода – неоптимальны.

ПРИЗНАКИ ОПТИМАЛЬНОСТИ СПРОЕКТИРОВАННЫХ ЯЭУ

1. Энергоустановку (в частности, ЯЭУ) тогда можно считать оптимально спроектированной, когда она входит в оптимальный план функционирования энергосистемы на бесконечном интервале планирования для широкого диапазона состояний эконо-

ники (от экономики с нормой дисконтирования, близкой к нулю, до экономики с нормой дисконтирования около 30 %/год) в условиях конкуренции со всеми известными типами энергоустановок, и нет причин, при которых можно улучшить оптимальный план (улучшить функционал оптимизации), изменив свойства или параметры этой энергоустановки. В противном случае, эту энергоустановку (в частности, ЯЭУ) следует признать неоптимальной.

2. Задача системной оптимизации ЯЭУ (как и любой энергоустановки) в энергосистеме – итерационная, и многократно описана в [3, 14, 15].

3. Если разные ЯЭУ одновременно (совместно) работают на каком-либо участке времени локально-оптимального плана, то это означает, что удельная (на выработанный киловатт-час) прибыль в виде дифференциальной ренты конкретной ЯЭУ (разность между оптимальной ценой вырабатываемой энергии энергосистемой и себестоимостью производства энергии конкретной ЯЭУ) может отличаться от таковой у других совместно с ней работающих ЯЭУ, но у всех она неотрицательна. Причем, у ЯЭУ, доля которой в суммарной энерговыработке на этом участке наибольшая, удельная прибыль будет наибольшая.

Напомним, что в соответствии с теорией оптимального планирования, оптимальная цена энергии определяется оптимальным планом энергосистемы (ТЭК) в каждый момент времени интервала оптимального планирования. Если в какой-то момент времени в оптимальном плане работают разные типы ЯЭУ и ЭУ, то цена энергии, вырабатываемая ими, будет единой. Это оптимальная цена энергии в энергосистеме. Она определяется замыкающей, самой большой по себестоимости энергии, энергоустановкой, без которой невозможно выполнить план по энерговыработке (т.е. удовлетворить спрос на энергию) в этот момент времени. При этом удельная прибыль (дифференциальная рента) у всех энергоустановок будет разная и неотрицательная.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Совершенствование доказавших свою работоспособность ЯЭУ и создание новых перспективных ЯЭУ требует каждодневного доказательства их конкурентоспособности на рынке спроса на энерговыработку, т.е. их преимущества в условиях жесткой конкуренции с другими энерготехнологиями.

2. Конкурентоспособная ЯЭУ должна **утвердительно** отвечать на вопрос: «Нужна ли эта ЯЭУ людям, т.е. экономике?» Это значит, что создаваемая ЯЭУ должна входить в оптимальный план развития энергосистемы, в частности, России.

Оптимизация развития энергосистемы всегда проводилась и будет проводиться по экономическому критерию по причине природной ограниченности запасов всех ресурсов и искусственной ограниченности интенсивностей технологий.

3. Энергоустановку (в частности, ЯЭУ) тогда можно считать оптимально спроектированной, когда она входит в оптимальный план функционирования энергосистемы на бесконечном интервале планирования для широкого диапазона состояний экономики (от экономики с нормой дисконтирования, близкой к нулю, до экономики с нормой дисконтирования около 30 %/год) в условиях конкуренции со всеми известными типами энергоустановок, и нет причин, при которых можно улучшить оптимальный план (функционал оптимизации), изменив свойства или параметры этой энергоустановки. В противном случае, эту энергоустановку (в частности, ЯЭУ) следует признать неоптимальной.

4. Проведенные системные оптимизационные расчеты энергетики России в интервале значений эффективной процентной ставки от 5 до 25 %/год показали, что опубликованные усовершенствованные ВВЭР в открытом и замкнутом ЯТЦ, прора-

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

батываемые варианты быстрых ЯЭУ (СВБР-100, БН-1200, БРЕСТ-1200, ВККБР, ЖСР) в замкнутом ЯТЦ неоптимальны.

Чтобы **утвердительно** ответить на главный вопрос рынка (экономики): нужны ли такие ЯЭУ людям, следует перейти к решению задачи системной оптимизации параметров всех ЯЭУ и подсистемы ЯЭ как элементов энергосистемы.

Литература

1. Клименко А.В. Вырожденные задачи оптимизации экономики и энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2015. №3. С.144-154.
2. Клименко А.В. Ядерная энергетика, у которой есть будущее. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики / Сб. докл. XXIII Межведомственного семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтронника-2012)». В 2-х томах. – Обнинск, ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ. 2013. – Т. 1. С.107-124.
3. Клименко А.В. Математическая модель оптимизации энергосистемы и ее применение: Монография. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. - 292 с.
4. Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. – М.: Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова, 1989.
5. Реакторная установка СВБР-100. www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/svbr100.php (дата обращения: 05 ноября 2015).
6. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. 2010. Т.108. Вып.4. С. 201-206.
7. Белая книга ядерной энергетики. / Под общ. ред. проф. Е.О.Адамова. 1-е изд. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.
8. Пивоваров В.А. Одноконтурный кипящий реактор для замкнутого топливного цикла. Оптимальный вариант // РЭА, №9, сентябрь 2009. С.37-41.
9. Пономарёв Л.И., Гулевич А.В., Земсков Е.А. и др. Обоснование стратегии трансмутации минорных актинидов (МА) в замкнутом ядерном топливном цикле / Отчёт Автономной некоммерческой организации «Координационно-исследовательский центр по проблеме мюонного катализа и экзотических квантовых систем (АНО МЮКАТЕКС)». ИInv. № 02/НИР-10.12.2010. № госрегистрации 01201065196. – Москва, 2010.
10. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
11. Update on the Cost of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.
12. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
13. Клименко А.В. Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. №4. С.17-28.
14. Шевелёв Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. – М.: РГГУ, 1996. - 736 с.
15. Орлов В.В. Экономические критерии эффективности использования ядерного горючего в реакторах / Препринт ФЭИ-286. – Обнинск, 1971. 18 с.

Поступила в редакцию 16.02.2015 г.

Автор

Клименко Анатолий Васильевич, директор Общественного фонда Института системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва; доктор техн. наук, профессор НИЯУ «МИФИ»
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

UDC 519.87:621.039.5

DEGENERATE OPTIMIZATION PROBLEMS AND OPTIMALITY OF NPPs

Klimentko A.V.

Social Fund «Y.V. Shevelyov Institute for Systems and Economic Research»
6a, K. Marx str., Elektrostal', Moscow Reg., 144001 Russia
NRNU MEPhI, 31, Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

Optimization of major systems of economy and power leads to degenerate high dimensionality solutions. This very strong mathematical complicating. However it allows to consider the future development of power as teamwork of nuclear power plants (NPPs), power plants (PPs) on coal, PPs on gas. Besides, it allows to consider development of power of the country only on NPPs. System optimization of parameters NPPs is for this purpose necessary.

Rated examinations of optimum systems of high dimensionality have led to understanding degenerate spaces of admissible solutions of economy and power as point sets on the lunar surface pitted by a terminating amount of craters. Locally-optimum solutions of such tasks are given at the bottom of craters. Accounts show, that among equal craters (craters with identical meanings of objective functionals of locally-optimum plans for development of economy and power) meet craters locally-optimum plans for development of economy and power (among other possible heterogeneous combinations of states of economy and energy process engineerings) only on coal and gas PPs; only on coal, gas, nuclear PPs; only on NPPs.

In optimum development strategies of an electric power system sharp transitions from one energy production engineering to other are observed. This consequence of usage in an optimization method of control functions in the form of switching. Such control functions depending on the moments of put of installations of energy production engineering into operation, a placed installed capacity of installations in operation (major or equal to null) is. But so complicated control functions consider all possibilities of optimization. Usage of such control function gives the chance to optimization of the moments of put of installations into operation (and as consequence, switching torques of installations from one mode of operation on other). The model with optimization of the moments of put of installations (power-generating units) into operation displays what more often more favourably to place power-generating units in operation not continuously and annually, and intermittent series (often major) is simultaneous in optimum instants.

Optimality tags PPs are that. PP (in particular, NPP) then it is possible to consider optimum designed when it is included the optimum plan of functioning of an electric power system for an infinite planning interval for a wide gamut of economic situations (from economy with rate of discount of close to null to economy with rate of discount about 30 %/year) in competitive environments with all known types PPs, and there are no reasons, at which it is possible to refine the optimum plan (to refine an optimization objective functional), having changed properties or parameters of this PP. Otherwise, PP (in particular, NPP) it is necessary to recognize this non-optimal.

Problem of system optimization NPP (as well as any PP) in an electric power system – iterative.

If different NPPs (simultaneously jointly) work on any section of a time of the locally-optimum plan it means, that specific (on produced kW·h) profit in the form of the differential rent concrete NPP (the difference between the optimum price of produced energy an electric power system and the cost of production of energy concrete NPP) can differ from that for others together with it working NPPs, but for all it is non-negative. And, for NPP which share in total energy production on this section of a time the greatest, specific profit will be the greatest.

Key words: degenerate optimization problem, economy, power, electric power system, power plant, nuclear power plant, an optimality, non-optimality, rate of discount.

REFERENCES

1. Klimenko A.V. Vyrozhdennye zadachi optimizacii ekonomiki i energetiki [Degenerate optimization problems of economics and power engineering]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2015, no. 3, pp. 144-154 (in Russian).
2. Klimenko A.V. Yadernaya energetika, u kotoroj est' budushee [Nuclear power which has a future]. Nejtronno-fizicheskie problemy atomnoj energetiki. Sbornik dokladov XXIII mezhvedomstvennogo seminara «Nejtronno-fizicheskie problemy atomnoj energetiki s zamknutym toplivnym ciklom (Nejtronika-2012)» [Proc. XXIIIth Symp. «Neutron and physical problems of atomic engineering with the closed fuel cycle (Neutronics-2012)】. V 2-ch tomach. Obninsk, FGUP GNC RF-FEI Publ., 2013, v. 1, pp. 107-124 (in Russian).
3. Klimenko A.V. Matematicheskaya model' optimizatsii energosistemy i eyo primenenie: Monografiya [Mathematical model of optimization of an electric power system and its application: the Monography]. Moscow, NRNU MEPhI Publ., 2010. 292 p. (in Russian).
4. Yadernaya energetika. Problemy i perspektivy. Ekspertnye ocenki [Nuclear power. Problems and prospects. Expert judgements]. Moscow. Institut atomnoj energii im. I.V.Kurchatova Publ., 1989 (in Russian).
5. Reaktornaya ustanova SVBR-100. [Reactor installation SVBR-100]. Available at www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/svbr100.php (November, 05th 2015).
6. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M., Bagdasarov Yu.E., Vasil'ev B.A., Kamanin Yu.L., Osipov S.L., Kuzakov N.G., Ershov V.N., Ashirmetov M.R. Konsepciya perspektivnogo energobloka s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [The concept of the perspective power unit with fast sodium reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, v. 108, no. 4, pp. 201-206 (in Russian).
7. Belaya kniga yadernoj energetiki [The white book of nuclear power]. Pod obschej redakcijej prof. E.O. Adamova. Moscow, GUP NIKIET Publ., 1998 (in Russian).
8. Pivovarov V.A. Odnokonturnyj kipyaschij reactor dlya zamknutogo toplivnogo cikla. Optimal'nyj variant [One-circuit boiling water reactor for the closed fuel cycle. Optimum variant]. Moscow, REA. 2009, no. 9, pp. 37-41 (in Russian).
9. Ponomarev L.I., Gulevich A.V., Zemskov E.A., Seliverstov V.V., Konev V.N., Degtyarev A.M., Karmanov F.I., Sidorkin S.F., Myasnikov A.A., Fejnberg O.S., Gladush G.G., Fursov B.I., Seregin M.B., Kuznetsov A.Yu., Lizin A.A. Obosnovanie strategii transmutacii minornyh aktinidov (MA) v zamknutom yadernom toplivnom cikle [Substantiation of the strategy of a transmutation of minor actinides (MA) in the closed nuclear fuel cycle]. Otchet Avtonomnoj nekommercheskoj organizacii «Koordinacionnyj issledovatel'skij centr po probleme myuonnogo kataliza i ekzoticheskikh kvantovyh system (AN MUCATEX)». Inv. no. 02/NIR-10.12.2010. No. gosregistracii 01201065196. Moscow, 2010 (in Russian).
10. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
11. Update on the Cost of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.
12. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts

Institute of Technology, 2011.

13. Klimenko A.V. Mozhet li yadernaya energetika stat' konkurentospособnoj na svobodnom rynke energii [Whether there can be a nuclear power to competitive energy in the free market]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 4, pp. 17-28. (in Russian).
14. Shevelev Y.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).
15. Orlov V.V. Ekonomicheskie kriterii effektivnosti ispol'zovaniya yadernogo goryuchego v reaktorakh. Preprint FEI-286. [Economic criteria of efficiency of usage of nuclear fuel in reactors. IPPE Preprint-286]. Obninsk, FEI Publ., 1971. 18 p. (in Russian).

Author

Klimenko Anatoly Vasil'evich, Director of the Social Fund
«Ya.V. Shevelyov Institute for Systems and Economic Research»,
Professor, Dr.Sci. (Engineering)
E-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ

В ЖУРНАЛЕ В 2015 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.П. Глебов, А.В. Клушин, Ю.Д. Баранаев

Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД

в замкнутом топливном цикле 1

И.Л. Пиоро, П.Л. Кириллов

Ядерная энергия основа производства электричества в будущем 2

Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, М.А. Коновалов

Системы очистки натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах

(ретроспективно-перспективный взгляд) 3

В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко, С.П. Саакян

Основы стратегии защиты населения

в случае запроектной аварии на атомной станции 4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

М.А. Клещева, А.В. Нахабов

Предсказание собственного энергопотребления АЭС

с использованием методов интеллектуального анализа данных 2

О.В. Марченко, С.В. Соломин

Исследование влияния экологических ограничений

на конкурентоспособность атомных электростанций 3

С.Е. Щеклеин, О.Л. Ташиков, А.М. Дубинин

Повышение энергоэффективности АЭС 4

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Р.З. Аминов, В.Е. Юрин

Повышение безопасности атомных электрических станций

на основе водородных технологий 1

В.П. Поваров

Анализ повреждаемости сварных швов №111 ПГВ-1000

и предложения по их устраниению 1

Д.Ю. Безуглов, М.А. Трофимов

Специализированное программное обеспечение для проверки

компонентов интегрированных систем безопасности АЭС

различных производителей на возможность интеграции 1

О.И. Албутова, Д.А. Лукьянов

Исследование зависимости показаний

секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов реактора БН-800

от эксплуатационных параметров 2

Д.А. Бережной, С.Е. Кравцова, К.Н. Маловик

Оценивание нестабильности метрологических характеристик

измерительных каналов исследовательских реакторов 2

Ю.И. Чернухин, А.А. Юдов, С.И. Стрельцов

Гетерогенный сцинтилляционный детектор быстрых нейтронов

с высокой дискриминацией гамма-фона 3

В.А. Хрячков, Б.В. Журавлёв, В.А. Талалаев Фотометрия ионизирующих излучений	3
В.И. Мельников, И.А. Тепляшин, В.В. Иванов Исследование ультразвукового рефлекс-радарного волноводного уровнемера теплоносителя ядерной энергетической установки	4
О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, В.Ю. Лукьяненко, А.Ф. Михайлова, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов Оптимизация состава радиационной защиты	4

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Е.А. Орлова, Ю.И. Орлов, Е.А. Крючков, В.Н. Комышный, В.Г. Жмурин, С.А. Загребаев, Н.А. Котовский, В.Г. Дворцевой Самоорганизующееся карбонитридное покрытие на стали из расплавленной эвтектики свинец-магний	1
О.Ю. Виленский, А.Н. Крылов, С.Л. Осипов, Д.Л. Осетров, С.А. Рогожкин, Марголин, О.Ю. Прокошев, М.Л. Поздняков, А.Г. Гулленко Расчетно-экспериментальные исследования причин образования сетки трещин в районе верхней трубной доски теплообменника реактора БН-600	1
С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев, Ф.А. Гарнер Распускание направляющих гильз стержней СУЗ быстрых реакторов в неоднородных температурных и радиационных полях	1
В.А. Степанов, Е.И. Исаев, Л.М. Крюкова, О.А. Плаксин, П.А. Степанов, В.М. Чернов Диэлектрические мониторы условий высокодозного и высокотемпературного реакторного облучения	1
В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров Автономный генератор водорода на основе химического разложения воды алюминием	2
Е.А. Кинев, В.С. Шихалев, А.В. Барыбин Внутритвёрдая коррозия сталей ЭК-164 и ЧС-68 быстрого энергетического реактора на основе диоксида урана	3
Е.И. Исаев, В.А. Степанов, П.А. Степанов Мониторинг температуры внутриканального реакторного облучения материалов с помощью анализа структуры графитоподобного нитрида бора	4
И.А. Антошина, Р.К. Вишератин, Г.Н. Елманов, В.А. Степанов Радиационно-индуцированное наноструктурирование аморфного сплава	4

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Е.Н. Алонцева, П.А. Белоусов Гибкая распределенная система управления и защиты конечных потребителей электроэнергии промышленных объектов	1
А.А. Зайцев, А.А. Казанцев, А.А. Лукьянов, О.В. Супотницкая, В.Н. Семенов, М.Ф. Филиппов, А.Л. Фокин, С.В. Цаун Тестиирование интегрированного программного средства по моделированию гипотетических аварий на РУ БН	2
М.Н. Слюняев, А.П. Будник, А.В. Сипачев Моделирование прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения в движущейся argon-ксеноновой пылевой плазме с наночастицами урана	2
В.П. Березнев Нодальный S_N -метод в HEX-Z-геометрии	3
А.Д. Вишнякова, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников Возможность применения аппарата нейронных сетей для прогнозирования	

эрозионно-коррозионного износа оборудования АЭС.....	4
<i>Т.А. Осипова, М.Ф. Валишин, В.А. Узиков, П.С. Палачев</i>	
Исследование достижимых температурных режимов в ампульном канале с естественной циркуляцией	4
<i>А.Г. Юферов</i>	
Библиотека условных графических обозначений энергетического оборудования в формате масштабируемой векторной графики реактора	4

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

<i>В.К. Семенов, М.А. Вольман, В.С. Журавлева</i>	
Опыт применения компьютерных технологий в вузовской подготовке специалистов для АЭС по программе «вуз-предприятие»	2

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

<i>Г.Л. Хорасанов, В.В. Колесов, В.В. Коробейников</i>	
К вопросу получения водорода на базе ядерных технологий	2

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>С. М. Дмитриев, Р. Р. Рязапов, А.Е. Соборнов, А.В. Котин, А.В. Мамаев</i>	
Расчетно-экспериментальное исследование термопульсаций фрагмента коллекторного узла теплообменника системы очистки и расхолаживания водо-водяных реакторов	1
<i>Д.Е. Балуев, Д.В. Гусев, С.И. Мешков, О.Л. Никаноров, С.Л. Осипов,</i>	
<i>С.А. Рогожкин, С.В. Рухлин, С.Ф. Шепелев</i>	
Исследование функциональных характеристик обратного клапана системы безопасности на масштабной модели	1
<i>Н.П. Сердунь, В.И. Игнатенко, Г.С. Котиков</i>	
Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик реактора ВК-300 на модели одиночной тяговой трубы	2
<i>С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.В. Варенцов, М.А. Легчанов, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов</i>	
Экспериментальные исследования локальной гидродинамики теплоносителя в ТВС-Квадрат реактора PWR при постановке перемешивающих дистанционирующих решеток с различными типами дефлекторов	3
<i>Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев</i>	
Экспериментальное обоснование выбора имитатора рабочего канала гидродинамической модели реактора	3
<i>Р.Р. Хафизов, В.М. Поплавский, В.И. Рачков, А.П. Сорокин,</i>	
<i>А.А. Труфанов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов, В.В. Привезенцев</i>	
Экспериментальные исследования теплообмена при кипении натрия в модели ТВС в обоснование безопасности перспективного реактора на быстрых нейтронах	3
<i>В.Г. Крапивцев, П.В. Марков, В.И. Солонин</i>	
Течение и теплоперенос в пучках стержневых твэлов водоохлаждаемых реакторов с модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками	3
<i>С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, Е.Н. Полозкова, А.Н. Пронин,</i>	
<i>В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов</i>	
Экспериментальные исследования гидродинамических характеристик потока теплоносителя в смешанной активной зоне реактора ВВЭР-1000 АЭС «Темелин»	3
<i>А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев</i>	
Температурные поля и теплоотдача в раздвижных решетках твэлов, охлаждаемых тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Э.Е. Коновалов, А.И. Ластов, Н.А. Нерозин

К вопросу иммобилизации высокоактивных отходов в керметную матрицу	1
на основе Y-AL граната в режиме СВС	1
А.С. Чугунов, А.В. Румянцев, В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев	
Влияние неорганических лигандов на эффективность	
ионообменной переработки радиоактивных отходов	1
М.И. Федоров, А.И. Дьяченко, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк	
Формирование поставок защищенного ядерного топлива	
на основе регенерированного урана для стран-реципиентов	
российских ядерных технологий	1
В.С. Внуков, В.И. Куликов, Л.И. Чкуасели	
Влияние аксиального распределения глубины выгорания ОТВС	
на значение $K_{\text{эфф}}$ контейнеров с отработавшим ядерным топливом	2
А.М. Мочалов, А.Г. Наймушин, В.Н. Несторов, Д.К. Пугачев	
Определение скорости накопления запасенной энергии Вигнера	
в графитовом замедлителе	4

ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

А.И. Блохин, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев, И.В. Сипачев

Спектры нейтронов утечки из Pb-Li-сферы с ^{252}Cf - и 14 МэВ-источниками нейтронов	
в центре и тестировка оцененных нейтронных данных	1
А.Г. Юферов, В.А. Линник, М.А. Николаев	
Параметрический анализ космических ядерных энергетических установок	
в термодинамических проектных переменных.....	3

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.П. Березнев, Е.Ф. Селезнев, Д.С. Асатрян

Нейтронно-физический расчетный код CORNER	1
Д.С. Самохин, И.М. Знак, А.М. Терехова	
Физические особенности проекта реакторной установки-бридера БРИГ-300	1
Д.С. Барабанова, Г.М. Жердев	
Библиотека погрешностей характеристик распада радионуклидов	
в системе констант БНАБ	1
П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева	
Уточнение величины натриевого пустотого эффекта реактивности	
в быстрых натриевых реакторах с помощью программ Монте-Карло	2
И.В. Деменева, В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова	
Коэффициенты чувствительности $K_{\text{эфф}}$ и КВ к параметрам топливной загрузки	2
В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский	
Физические характеристики быстрых натриевых реакторов большой мощности	
на перспективных видах топлива нитридном и металлическом	2
И.В. Шаманин, С.В. Беденко, Ю.Б. Чертов, И.М. Губайдуллин	
Газоохлаждаемый ядерный реактор с ториевым топливом на	
основе топливного блока унифицированной конструкции	3
Д.С. Самохин, Г.Л. Хорасанов, И.В. Тормышев, Е.А. Земсков,	
А.Л. Гостев, А.М. Терехова, С.А. Кузьмичев	
Быстрый свинцовый реактор малой мощности для учебных целей	3
В.А. Грабежной, В.А. Дулин, В.В. Дулин	
Об использовании решения сопряженного неоднородного	
уравнения переноса при определении	

параметров размножающих сред 4

ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, Д.В. Шихов

Экспериментальные исследования и отработка характеристик насосов
на свинцовом теплоносителе 4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Р.Р. Шошина, Г.В. Лаврентьева, Б.И. Сынзыныс

Применение концептуальной модели зональности хронического действия
ионизирующей радиации при изучении поведения радиостронция
в сухопутных экосистемах 2

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Клименко

Вырожденные задачи оптимизации экономики и энергетики 3

А.В. Клименко

Вырожденные задачи оптимизации и оптимальность ЯЭУ 4

I. CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2015

CURRENT ISSUES IN NUCLEAR ENERGY

Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D.	
Prospects of VVER-SKD in closed fuel cycle	1
Pioro I.L., Kirillov P.S.	
Nuclear power as a basis for future electricity generation	2
Kozlov F.A., Sorokin A.P., Konovalov M.A.	
Sodium purification systems for NPP with fast reactors (retrospective and perspective views)	3
Kutkov V.A., Tkachenko V.V., Saakian S.P.	
Basic strategies of public protection in a nuclear power plant beyond-design basis accident	4

NUCLEAR POWER PLANTS

Kleshchyova M.A., Nakhabov A.V.	
Prediction own energy consumption nuclear power plants using data mining methods	2
Marchenko O.V., Solomin S.V.	
Investigation of ecological constraints influence on competitiveness of nuclear power plants	3
Shcheklein S.E., Tashlykov O.L., Dubinin A.M.	
Improving the energy efficiency of NPP	4

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Aminov R.Z. , Yurin V.E.	
Nuclear power plants safety improvement by hydrogen technologies	1
Povarov V.P.	
Analysis of the defectiveness of the welds of №111 PGV-1000 and proposal on their elimination	1
Bezuglov D.Yu., Trofimov M. A.	
The software to test components of the integrated security systems of NPP of different developers on the integration	1
Albutova O.I., Lukyanov D.A.	
Investigation of the dependence testimony sector control system leak fuel cladding BN-600 reactor on the operational parameters	2
Berezhnoj D.A., Kravtsova S.E., Malovik K.N.	
Evaluation of instability of the metrological characteristics of research reactors measuring channels	2
Chernukhin Yu.I., Yudov A.A., Streltsov S.I.	
Fast neutron heterogeneous scintillation detector with high discrimination of gamma background	3
Khryachkov V.A., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A.	
Photometry of ionizing radiations	3
Mel'nikov V. I., Ivanov V. V., Teplyashin I. A.	
The study of ultrasonic reflex-radar waveguide coolant level gage for a nuclear reactor	4

Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Luk'yanenko V.Y., Mikhajlova A.F.,
Russkikh I.M., Seleznyov E.N., Kozlov A.V.

The optimization of radiation protection composition 4

NUCLEAR MATERIALS

Orlova E.A., Orlov Yu.I., Kruchkov E.A., Komyshnyj V.N., Zhmurin V.G., Zagrebaev S.A., Kotovskij N.A., Dvorcevoj V.G. Self-organizing carbonitride coatings on steel under molten lead-magnesium eutectic	1
Vilensky O.Yu., Krylov A.N., Osipov S.L., Osetrov D.L., Rogozhkin S.A. Margolin B.Z., Prokoshev O.Yu., Pozdnyakov M.L., Gulenko A.G. Computational and experimental studies on the causes of crack network formation in the area of the heat exchanger tube sheet in the BN-600 reactor	1
Porollo S.I., Konobeev Yu.V., Garner F.A. Swelling of guide tubes for safety rods in nonuniform fields of temperature and irradiation	1
Stepanov V.A., Isaev E.I., Kryukova L.M., Plaksin O.A., Stepanov P.A., Chernov V.M. The dielectric monitors of the high-dose and high-temperature reactor irradiation	1
Milinchuk V. K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I. Stand-alone hydrogen generator based on the chemical decomposition of water by aluminum	2
Kinyov E.A., Shikhalov V.S., Barybin A.V. Inner fuel element corrosion of steels CHS68 and EK164 at fast power reactor on basis of uranium dioxide	3
Isaev E.I., Stepanov V.A., Stepanov P.A. The temperature monitoring during the reactor core material irradiation by analyzing the structure of graphite-like boron nitride	4
Antoshina I.A., Visheratin R.K., Elmanov G.N., Stepanov V.A. Radiation-induced nanostructuring of the amorphous alloy	4

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Alonceva E.N., Belousov P.A. Flexible distributed control and protection system for industrial objects power consumers	1
Zajtsev A.A., Kazantsev A.A., Luk'yanov A.A., Supotnitskaya O.V., Semyonov V.N., Filippov M.F., Fokin A.L., Tsaun S.V. Testing of the system code designed for simulation of hypothetical beyond design-basis accident on fast breeder reactor	2
Slyunyaev M.N., Budnik A.P., Sipachev A.V. Modeling of direct conversion of uranium fission fragments kinetic energy to laser radiation energy in argon-xenon dusty plasma containing uranium nanoparticles	2
Bereznev V.P. Nodal S_N -method for HEX-Z-geometry	3
Vishnyakova A.D., Gulina O.M., Salnikov N.L. Application of a neural network to predict the FAC rate of NPP equipment	4
Osipova T.A., Valishin M.F., Uzikov V.A., Palachyov P.S. The research of feasible temperature modes in the ampoule channel with natural circulation	4
Yufarov A.G. Library of graphic symbols for power equipment in the scalable vector graphics format	4

PERSONNEL TRAINING

Semenov V.K., Vol'man M.A., Zhuravlyova V.S. Experience of computer technology usage within university training for future specialists of nuclear power plants under the «university-enterprise» program	3
---	---

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

Khorasanov G.L., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V. Concerning hydrogen production on the base of nuclear technologies.....	2
---	---

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

Dmitriev S.M., Ryazapov R.R., Sobornov A.E., Kotin A.V., Mamaev A.V. Combined numerical and experimental researches of temperature pulsations of collector unit fragment of heat exchanger clean-up and cooldown power nuclear unit systems	1
--	---

Baluyev D.E., Gusev D.V., Meshkov S.I., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F. Study of functional characteristics for safety system check valve using scaled model	1
--	---

Serdun' N.P., Ignatenko V.I., Kotikov G.S. Experimental study of thermal and hydraulic characteristics of VK-300 reactor in solitary uptake tube model.....	2
---	---

Dmitriev S.M., Borodin S.S., Varentsov A.V., Legchanov M.A., Sorokin V.D., Krobostov A.E. Experimental researches of local hydrodynamics of coolant in PWR FA-Kvadrat using different mixing grids	3
--	---

Avdeev E.F., Chusov I.A., Levchenko Yu. D., Yur'ev Yu. S. Experimental justification of choice operating channel imitator for hydrodynamic reactor model.....	3
---	---

Khafizov R.R., Poplavsky V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Ashurko Yu.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V. Experimental investigation of sodium boiling heat exchange in fuel subassembly mockup for perspective fast reactor safety justification	3
--	---

Krapivtsev V.G., Markov P.V., Solonin V.I. Fluid flow and heat transfer in fuel rods assembly with modified spacer grids	3
---	---

Dmitriev S.M., Doronkov D.V., Polozkova E.N., Pronin A.N., Sorokin V.D., Krobostov A.E. Researches of hydrodynamic characteristics of coolant in VVER-1000 reactor mixed core of atomic power station «Temelin»	3
---	---

Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Sorokin A.P., Privezentsev V.V. Temperature fields and heat transfer in free-packed pin bundles cooled by heavy liquid-metal	4
---	---

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Konovalov E.E., Lastov A.I., Nerozin N.A. On high level waste immobilization in Y-Al garnet-based cermet matrix under SHS conditions	1
--	---

Chugunov A.S., Rumyantsev A.V., Vinnitskiy V.A., Nechaev A.F. Influence of inorganic ligands on effectiveness of radioactive waste ion-exchange processing	1
--	---

Fyodorov M. I., D'yachenko A.I., Balagurov N.A., Artisyuk V.V. Forming a supply of protected nuclear fuel based on RepU for countries-recipients of Russian nuclear technologies	1
--	---

Vnukov V.S., Kulikov V.I., Chkuaseli L.I. The influence of axial-burnup distribution on K_{eff} for casks with spent fuel	2
---	---

Mochalov A.M., Najmushin A.G., Nesterov V.N., Pugachyov D.K. Determinating the stored Wigner energy accumulation rate in the graphite moderator	4
---	---

PHYSICAL APPLICATIONS TO NUCLEAR POWER ENGINEERING

Blokhin A.I., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A., Sipachev I.V. Neutron leakage spectra from Pb-Li sphere with central ^{252}Cf and 14 MeV neutron sources and verification of evaluated neutron data	1
Yuferov A.G., Linnik V.A., Nikolaev M.A. Parametric analysis of space nuclear power plants in thermodynamic design variables	3

PHISICS AND TECNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

Bereznev V.P., Seleznyov E.F., Asatrian D.S. The CORNER neutronic calculation code	1
Samohin D.S., Znak I.M., Terehova A.M. Neutronics of BRIG-300 breeder reactor	1
Barabanova D.S., Zherdev G.M. Radioactive decay data uncertainties library of isotopes for ABBN constant system	1
Maslov P.A., Matveev V.I., Malysheva I.V. Improvement the value of sodium void reactivity effect of the fast neutron reactor by the instrumentality of the Monte Carlo code	2
Demeneva I.V., Eliseev V.A., Korobeynikova L.V. Sensitivity coefficients of the neutron and physical reactor parameters to the fuel inventory parameters	2
Matveev V.I., Malysheva I.V., Bur'evsky I.V. Physical characteristics of the large size sodium cooled fast reactors with advanced nitride and metal fuel	2
Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B., Gubaydulin I.M. Gas-cooled thorium reactor with fuel block of the unified design	3
Samokhin D.S., Khorasanov G.L., Tormyshev I.V., Zemskov E.A., Gostev A.L., Terekhova A.M., Kuz'michyov S.A. Small power lead fast reactor for purposes of education	3
Grabezhnoy V.A., Doulin V.A., Doulin V.V. On the use of solution to the adjoint inhomogeneous transport equation in determining parameters of multiplying media	4

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

Beznosov A.V., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A., Shikhov D.V. Experimental research and testing of pump characteristics with nuclear reactor's lead coolant	4
---	---

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

Shoshina R.R., Lavrentyeva G.V., Synzymys B.I. Application of zonality conceptual model of chronic effects of ionizing radiation for studying the behavior of radiostrontium in terrestrial ecosystems	2
--	---

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Klimenko A.V. Degenerate optimization problems of economy and power	3
Klimenko A.V. Degenerate optimization problems and optimality of NPPs	4

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Авдеев Е.Ф.	3	Дулин В.В.	4
Албутова О.И.	2	Дьяченко А.И.	1
Алонцева Е.Н.	1	Елисеев В.А.	2
Аминов Р.З.	1	Елманов Г.Н.	4
Антошина И.А.	4	Жердев Г.М.	1
Артисюк В.В.	1	Жмурин В.Г.	1
Асатрян Д.С.	1	Жуков А.В.	4
Ашурко Ю.М.	3	Журавлев Б.В.	1, 3
Балагуров Н.А.	1	Журавлева В.С.	2
Балуев Д.Е.	1	Загребаев С.А.	1
Барабанова Д.С.	1	Зайцев А.А.	2
Баранаев Ю.Д.	1	Земсков Е.А.	3
Барыбин А.В.	3	Знак И.М.	1
Беденко С.В.	3	Иванов В.В.	4
Безносов А.В.	4	Иванов Е.Ф.	3
Безуглов Д.Ю.	1	Игнатенко В.И.	2
Белозеров В.И.	2	Исаев Е.И.	1, 4
Белоусов П.А.	1	Казанцев А.А.	2
Бережной Д.А.	2	Кинев Е.А.	3
Березнев В.П.	1, 3	Кириллов П.Л.	2
Блохин А.И.	1	Клещева М.А.	2
Боков П.А.	4	Клименко А.В.	3, 4
Бокова Т.А.	4	Клиншпонт Э.Р.	2
Бородин С.С.	3	Клушин А.В.	1
Будник А.П.	2	Козлов А.В.	4
Бурьевский И.В.	2	Козлов Ф.А.	3
Валишин М.Ф.	4	Колесов В.В.	2
Варенцов А.В.	3	Комышный В.Н.	1
Виленский О.Ю.	1	Конобеев Ю.В.	1
Винницкий В.А.	1	Коновалов М.А.	3
Вишератин Р.К.	4	Коновалов Э.Е.	1
Вишнякова А.Д.	4	Коробейников В.В.	2
Внуков В.С.	2	Коробейникова Л.В.	2
Волков А.В.	3	Котиков Г.С.	2
Вольман М.А.	2	Котин А.В.	1
Гарнер Ф.А.	1	Котовский Н.А.	1
Глебов А.П.	1	Кравцова С.Е.	2
Гостев А.Л.	3	Крапивцев В.Г.	3
Грабежной В.А.	4	Крылов А.Н.	1
Губайдулин И.М.	3	Крюкова Л.М.	1
Гуленко А.Г.	1	Крючков Е.А.	1
Гулина О.М.	4	Кузина Ю.А.	4
Гусев Д.В.	1	Кузьмичев С.А.	3
Дворцевой В.Г.	1	Куликов В.И.	2
Деменева И.В.	2	Кутьков В.А.	4
Дмитриев С.М.	1, 3(2)	Лаврентьева Г.В.	2
Доронков Д.В.	3	Ластов А.И.	1
Дубинин А.М.	4	Левченко Ю.Д.	3
Дулин В.А.	4	Легчанов М.А.	3

Линник В.А.	3	Селезnev Е.Н.	4
Лукьяненко В.Ю.	4	Селезнев Е.Ф.	1
Лукьянов А.А.	2	Семенов В.К.	2
Лукьянов Д.А.	2	Семенов В.Н.	2
Львов А.В.	4	Сердунь Н.П.	2
Маловик К.Н.	2	Сипачев А.В.	2
Малышева И.В.	2(2)	Сипачев И.В.	1
Мамаев А.В.	1	Слюняев М.Н.	2
Марголин Б.З.	1	Соборнов А.Е.	1
Марков П.В.	3	Соломин С.В.	3
Марченко О.В.	3	Солонин В.И.	3
Маслов П.А.	2	Сорокин А.П.	3(2), 4
Матвеев В.И.	2(2)	Сорокин В.Д.	3(2)
Мельников В.И.	4	Степанов В.А.	1, 4(2)
Мешков С.И.	1	Степанов П.А.	1, 4
Милинчук В.К.	2	Стрельцов С.И.	3
Михайлова А.Ф.	4	Супотницкая О.В.	2
Мочалов А.М.	4	Сынзыныс Б.И.	2
Наймушин А.Г.	4	Талалаев В.А.	1, 3
Нахабов А.В.	2	Ташлыков О.Л.	4(2)
Нерозин Н.А.	1	Тепляшин И.А.	4
Нестеров В.Н.	4	Терехова А.М.	1, 3
Нечаев А.Ф.	1	Ткаченко В.В.	4
Никаноров О.Л.	1	Тормышев И.В.	3
Николаев М.А.	3	Трофимов М.А.	1
Орлов Ю.И.	1	Труфанов А.А.	3
Орлова Е.А.	1	Узиков В.А.	4
Осетров Д.Л.	1	Федоров М.И.	1
Осипов С.Л.	1(2)	Филиппов М.Ф.	2
Осипова Т.А.	4	Фокин А.Л.	2
Палачев П.С.	4	Хафизов Р.Р.	3
Пиоро И.Л.	2	Хорасанов Г.Л.	2, 3
Плаксин О.А.	1	Хробостов А.Е.	3(2)
Поваров В.П.	1	Хрячков В.А.	3
Поздняков М.Л.	1	Цаун С.В.	2
Полозкова Е.Н.	3	Чернов В.М.	1
Поплавский В.М.	3	Чернухин Ю.И.	3
Поролло С.И.	1	Чертков Ю.Б.	3
Привезенцев В.В.	3, 4	Чкуасели Л.И.	2
Прокошев О.Ю.	1	Чугунов А.С.	1
Пронин А.Н.	3	Чусов И.А.	3
Пугачев Д.К.	4	Шаманин И.В.	3
Рачков В.И.	3	Шепелев С.Ф.	1
Рогожкин С.А.	1(2)	Шихалев В.С.	3
Румянцев А.В.	1	Шихов Д.В.	4
Русских И.М.	4	Шошина Р.Р.	2
Рухлин С.В.	1	Щеклеин С.Е.	4(2)
Рязапов Р.Р.	1	Юдов А.А.	3
Саакян С.П.	4	Юрин В.Е.	1
Сальников Н.Л.	4	Юрьев Ю.С.	3
Самохин Д.С.	1, 3	Юферов А.Г.	3, 4

II. AUTHOR INDEX

Albutova O.I.	2	Gubaydulin I.M.	3
Alonceva E.N.	1	Gulenko A.G.	1
Aminov R.Z.	1	Gulina O.M.	4
Antoshina I.A.	4	Gusev D.V.	1
Artisyuk V.V.	1	Ignatenko V.I.	2
Asatrian D.S.	1	Isaev E.I.	1, 4
Ashurko Yu.M.	3	Ivanov E.F.	3
Avdeev E.F.	3	Ivanov V.V.	4
Balagurov N.A.	1	Kazantsev A.A.	2
Baluyev D.E.	1	Khafizov R.R.	3
Barabanova D.S.	1	Khorasanov G.L.	2, 3
Baranaev Yu.D.	1	Khrobostov A.E.	3(2)
Barybin A.V.	3	Khryachkov V.A.	3
Bedenko S.V.	3	Kinyov E.A.	3
Belousov P.A.	1	Kirillov P.S.	2
Belozerov V.I.	2	Kleshchyova M.A.	2
Berezhnoj D.A.	2	Klimenko A.V.	3, 4
Bereznev V.P.	1, 3	Klinshpont E.R.	2
Beznosov A.V.	4	Klushin A.V.	1
Bezuglov D.Yu.	1	Kolesov V.V.	2
Blokhin A.I.	1	Komyshnyj V.N.	1
Bokov P.A.	4	Konobeev Yu.V.	1
Bokova T.A.	4	Konovalov E.E.	1
Borodin S.S.	3	Konovalov M.A.	3
Budnik A.P.	2	Korobeynikov V.V.	2
Bur'evsky I.V.	2	Korobeynikova L.V.	2
Chernov V.M.	1	Kotikov G.S.	2
Chernukhin Yu.I.	3	Kotin A.V.	1
Chertkov Yu.B.	3	Kotovskij N.A.	1
Chkuaseli L.I.	2	Kozlov A.V.	4
Chugunov A.S.	1	Kozlov F.A.	3
Chusov I.A.	3	Krapivtsev V.G.	3
D'yachenko A.I.	1	Kravtsova S.E.	2
Demeneva I.V.	2	Kruchkov E.A.	1
Dmitriev S.M.	1, 3(2)	Krylov A.N.	1
Doronkov D.V.	3	Kryukova L.M.	1
Doulin V.A.	4	Kulikov V.I.	2
Doulin V.V.	4	Kutkov V.A.	4
Dubinin A.M.	4	Kuz'michyov S.A.	3
Dvorcevoj V.G.	1	Kuzina Ju.A.	4
Eliseev V.A.	2	L'vov A.V.	4
Elmanov G.N.	4	Lastov A.I.	1
Filippov M.F.	2	Lavrentyeva G.V.	2
Fokin A.L.	2	Legchanov M.A.	3
Fyodorov M.I.	1	Levchenko Yu.D.	3
Garner F.A.	1	Linnik V.A.	3
Glebov A.P.	1	Luk'yanenko V.Y.	4
Gostev A.L.	3	Luk'yanov A.A.	2
Grabezhnaya V.A.	4	Luk'yanov D.A.	2

Malovik K.N.	2	Shamanin I.V.	3
Malysheva I.V.	2(2)	Shcheklein S.E.	4(2)
Mamaev A.V.	1	Shepelev S.F.	1
Marchenko O.V.	3	Shikhalyov V.S.	3
Margolin B.Z.	1	Shikhov D.V.	4
Markov P.V.	3	Shoshina R.R.	2
Maslov P.A.	2	Sipachev A.V.	2
Matveev V.I.	2(2)	Sipachev I.V.	1
Mel'nikov V.I.	4	Slyunyaev M.N.	2
Meshkov S.I.	1	Sobornov A.E.	1
Mikhajlova A.F.	4	Solomin S.V.	3
Milinchuk V.K.	2	Solonin V.I.	3
Mochalov A.M.	4	Sorokin A.P.	3(2), 4
Najmushin A.G.	4	Sorokin V.D.	3(2)
Nakhabov A.V.	2	Stepanov P.A.	1, 4
Nechaev A.F.	1	Stepanov V.A.	1, 4(2)
Nerozin N.A.	1	Streltsov S.I.	3
Nesterov V.N.	4	Supotnitskaya O.V.	2
Nikanorov O.L.	1	Synzyns B.I.	2
Nikolaev M.A.	3	Talalaev V.A.	1, 3
Orlov Yu.I.	1	Tashlykov O.L.	4(2)
Orlova E.A.	1	Teplyashin I.A.	4
Osetrov D.L.	1	Terekhova A.M.	1, 3
Osipov S.L.	1(2)	Tkachenko V.V.	4
Osipova T.A.	4	Tormyshev I.V.	3
Palachyov P.S.	4	Trofimov M.A.	1
Pioro I.L.	2	Trufanov A.A.	3
Plaksin O.A.	1	Tsaun S.V.	2
Polozkova E.N.	3	Uzikov V.A.	4
Poplavsky V.M.	3	Valishin M.F.	4
Porollo S.I.	1	Varentsov A.V.	3
Povarov V.P.	1	Vilensky O.Yu.	1
Pozdnyakov M.L.	1	Vinnitskiy V.A.	1
Privezentsev V.V.	3, 4	Visheratin R.K.	4
Prokoshev O.Yu.	1	Vishnyakova A.D.	4
Pronin A.N.	3	Vnukov V.S.	2
Pugachyov D.K.	4	Vol'man M.A.	2
Rachkov V.I.	3	Volkov A.V.	3
Rogozhkin S.A.	1(2)	Yudov A.A.	3
Rukhlin S.V.	1	Yuferov A.G.	3, 4
Rumyantsev A.V.	1	Yur'ev Yu.S.	3
Russkikh I.M.	4	Yurin V.E.	1
Ryazapov R.R.	1	Zagrebaev S.A.	1
Saakian S.P.	4	Zajtsev A.A.	2
Salnikov N.L.	4	Zemskov E.A.	3
Samokhin D.S.	1, 3	Zherdev G.M.	1
Seleznyov E.F.	1	Zhmurin V.G.	1
Seleznyov E.N.	4	Zhukov A.V.	4
Semenov V.K.	2	Zhuravlev B.V.	1, 3
Semyonov V.N.	2	Zhuravlyova V.S.	2
Serdun' N.P.	2	Znak I.M.	1