

**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.

N1 2011 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.М. Поплавский	
Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов	5
Н.Н. Ошканов	
Разработка проекта энергоблока с реактором большой мощности на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-К)	16

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

М.В. Баканов, О.А. Потапов	
30-летний опыт промышленной эксплуатации реактора БН-600	22
Л.А. Кочетков, В.М. Поплавский, М.Ф. Троянов	
Из истории создания БН-600	27
Б.А. Васильев, О.Ю. Виленский, В.Б. Кайдалов, Ю.Л. Каманин, Б.З. Марголин, А.Г. Гуленко	
Разработка методологии и обоснование продления срока эксплуатации корпуса и незаменяемых внутренних элементов реактора БН-600 до 45-ти лет	32
Б.А. Васильев, А.В. Тимофеев, М.А. Любимов, В.В. Гладков, В.Б. Кайдалов	
Обеспечение работоспособности заменяемого оборудования РУ при продлении срока эксплуатации энергоблока БН-600 до 45-ти лет	44
О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, В.И. Булатов, А.Г. Шастин	
О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС	55
А.М. Завалишен, С.Л. Ким, В.В. Мальцев	
Продление проектного срока службы энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600	61

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В.А. Желтышев, В.А. Литицкий, И.П. Матвеенко	
Использование импульсного канала контроля реактивности в целях эксплуатационного контроля характеристик активной зоны реактора БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС	73
А.С. Жилкин, С.А. Гурьев, С.Л. Осипов, А.В. Саляев, В.А. Шаманский, А.Г. Цикунов	
Локализация дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 с помощью секторной системы КГО	83
М.В. Куприенко, С.С. Сагалов, А.Н. Костюченко, Е.В. Кубасов	
Автоматизированный комплекс для неразрушающих исследований облученных элементов реактора БН-600	92
Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов	
Анализ динамики поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов энергоблока БН-600	101

<i>В.Д. Рисованый, Е.П. Клочков, А.В. Захаров, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов</i>	
Опыт эксплуатации поглощающих элементов с европием в реакторе БН-600 и перспективы их дальнейшего использования в инновационных ядерных реакторах	110
<i>А.О. Скоморохов</i>	
Генетический алгоритм локализации ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне реактора БН-600	115
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	
<i>В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский</i>	
Дополнительный метод определения прогнозного положения компенсирующих рабочих органов реактора БН-600 Белоярской АЭС в критическом состоянии	123
<i>А.В. Моисеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.А. Белов, Е.Ф. Селезнев, Б.А. Васильев, М.Р. Фаракшин</i>	
Экспериментальное и расчетное обоснование баланса реактивности и распределения энерговыделения в активной зоне БН-600	130
<i>Е.Ф. Селезнев, А.А. Белов</i>	
Развитие расчетных программ сопровождения эксплуатации реакторов БН	145
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	
<i>Б.А. Васильев, Н.Г. Кузавков, О.В. Мишин, А.А. Радионычева, М.Р. Фаракшин, Ю.К. Бибилашвили, Ю.А. Иванов, А.В. Медведев, Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, Л.М. Забудько, В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков, В.А. Черный</i>	
Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600	158
<i>Е.А. Кинев</i>	
Структура таблеточного оксидного топлива и его коррозионное воздействие на оболочку твэла реактора БН-600	169
МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА	
<i>М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев</i>	
Основные результаты эксплуатации конструкционных материалов в активных зонах реактора БН-600	177
<i>М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев</i>	
Основные результаты контроля работоспособности твэлов с оболочками из austenитных сталей нового поколения	187
<i>А.В. Козлов</i>	
Радиационные дефекты в austenитных сталях при нейтронном облучении и их влияние на физико-механические свойства	196
<i>Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили, И.А. Шкабура, Ю.А. Иванов</i>	
Конструкционные материалы для оболочек твэлов и чехлов ТВС реактора БН-600	211
<i>А.М. Мосин, М.В. Евсеев, И.А. Портных, Е.Н. Щербаков, В.С. Шихалев, Н.М. Митрофанова, А.В. Козлов</i>	
Изменение физико-механических свойств оболочек твэлов из сталей ЭК164 и ЧС68 после эксплуатации в реакторе БН-600 в течение четырех микрокомпаний	224
<i>И.А. Портных, А.В. Козлов</i>	
Сравнительные исследования пористости, сформировавшейся в материале оболочек твэлов из стали ЧС68, изготовленных по технологии ПНТЗ и усовершенствованной технологии МСЗ, после эксплуатации в реакторе БН-600	231
<i>В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков</i>	
Поглощающие материалы и стержни СУЗ инновационных ядерных реакторов	240
<i>В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков, В.Ф. Соколов, А.Г. Осипенко, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, А.М. Тучков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Ю.К. Александров</i>	
Создание стержней А3 реактора БН-600 на основе рефабрицированного карбида бора с ресурсом 745 эфф. суток	249

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V. M. Poplavsky</i>	
Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development	5
<i>N.N. Oshkanov</i>	
Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K)	16

NUCLEAR POWER PLANTS WITH BN-600 REACTOR

<i>M.V. Bakanov, O.A. Potapov</i>	
30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor	22
<i>L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov</i>	
Facts from the BN-600 Development History	27
<i>B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko</i>	
Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years	32
<i>B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov</i>	
Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years	44
<i>O.L. Tashlykov, S.E. Shcheklein, V.I. Bulatov, A.G. Shastin</i>	
Problem of the Lowering of the Nuclear Power Plant Personnel Exposure	55
<i>A.M. Zavalishen, S.L. Kim, V.V. Maltsev</i>	
Belyarsk NPP BN-600 Reactor Unit 3 Lifetime Extension	61

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>V.A. Zhyoltyshev, V.A. Lititsky, I.P. Matveenko</i>	
Utilization of the Reactivity Monitoring Counting Channel for In-Service Monitoring of Belyarsk NPP Unit 3 BN-600 Reactor Core Characteristics	73
<i>A.S. Zhilkin, S.A. Gurev, S.L. Osipov, A.V. Salyaev, V.A. Shamansky, A.G. Tsikunov,</i>	
Location of the Failed Fuel Sub-Assemblies in the BN-600 Reactor Core using a Sector Failed Fuel Detection System	83
<i>M.V. Kuprienko, S.S. Sagalov, A.N. Kostyuchenko, E.V. Kubasov</i>	
Automated Complex for Nondestructive Examination of the Irradiated BN-600 Reactor Components	92
<i>Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Beltyukov, P.P. Gorovov, A.A. Kuznetsov</i>	
Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress into Secondary Sodium after Replacement of the BN-600 Power Unit Steam Generator Stages	101
<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i>	
Operating Experience from Europium Absorbers in the BN-600 Reactor and Perspectives of Their Further Utilization in the Innovation Nuclear Reactors	110
<i>A.O. Skomorokhov</i>	
Genetic Algorithm for the Localization of Defective Fuel Assemblies in the BN-600 Reactor Core	115

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky</i>	
Additional Method of Determination of the Predictive Position of the Shim Rods of the Belyarsk NPP	123
<i>V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A.V. Moiseev, M.Yu. Semyonov, Yu.S. Khomyakov, A.A. Belov, E.F. Seleznyov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin</i>	
Experimental and Computational Justification of the Reactivity Balance and Power Distribution in the BN-600 Core	130

<i>E.V. Selezniov, A.A. Belov</i> Software Development in Support of the Fast Reactor Operation	145
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	
<i>B.A. Vasilev, N.G. Kuzakov, O.V. Mishin, A.A. Radionycheva, M.R. Farakshin, Yu.K. Bibilashvili, Yu.A. Ivanov, A.V. Medvedev, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, L.M. Zabudko, V.I. Matveev, Yu.S. Khomyakov, V.A. Chyorny</i> Experience and Perspectives of the BN-600 Reactor Core Upgrade	158
<i>E.A. Kinev</i> Structure of the Pelletized Oxide Fuel and its Corrosive Action on the BN-600 Reactor Fuel Cladding	169
MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING	
<i>M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev</i> Main Results of Operation of the Structural Materials in the BN-600 Reactor Cores	177
<i>M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev</i> Main Results of Inspection of the Serviceability of the Fuel Pins Clad with the New Generation Austenitic Steels	187
<i>A.V. Kozlov</i> Radiation Flaws in Austenitic Steels Induced by Neutron Irradiation and their Effect on the Physical and Mechanical Properties	196
<i>N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovsky, M.V. Leonteva-Smirnova, F.G. Reshetnikov, Yu. K. Bibilashvili, I.A. Shkabura, Yu.A. Ivanov</i> Structural Materials for Fuel Cladding and Sub-Assembly Wrappers of the BN-600 Reactor	211
<i>A.M. Mosin, M.V. Evseev, I.A. Portnykh, E.N. Shcherbakov, V.S. Shikhalev, A.V. Kozlov, N.M. Mitrofanova</i> Change in the Physical-Mechanical Properties of the Fuel Cladding Made of the EK-164 and ChS-68 Steels after Their Operation in the BN-600 Reactor after Four Cycles	224
<i>I.A. Portnykh, A.V. Kozlov</i> Comparative Studies of the Porosity Formed in the Material of the Fuel Cladding Made of ChS68 steel and Manufactured following the Pervouralsk Novotrubny Works Technology and Advanced Machine-building Works Technology after Operation in the BN-600 Reactor	231
<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov</i> Absorbing Materials and Control Rods of the Innovation Nuclear Reactors	240
<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, A.M. Tuchkov, B.A. Vasilev, O.V. Mishin, Yu.K. Alexandrov</i> Development of the BN-600 Reactor Safety Rods based on Refabricated Boron Carbide with a Lifetime of 745 efpd	249

СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ ТЕХНОЛОГИИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В.М. Поплавский

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



Приведены основные особенности существующей и новой технологических платформ атомной энергетики. Данна краткая характеристика структуры работ в международном проекте «Генерация-IV» и определена роль быстрых реакторов в нем.

Рассмотрены основные особенности проектов быстрых натриевых реакторов, разработанных в различных странах.

На примере энергоблока с реактором БН-1200 показаны основные направления развития технологии быстрых натриевых реакторов. Даны краткое описание состояния технологии быстрых реакторов, охлаждаемых свинцом, свинцом-висмутом и газом. Рассмотрены ожидаемые сроки внедрения замкнутого топливного цикла в структуру атомной энергетики различных стран.

Ключевые слова: «Генерация-IV», быстрый реактор, теплоносители натрий, свинец, свинец-висмут, газ, замкнутый топливный цикл.

Key words: closed fuel cycle, liquid metal coolant, new technological platform, G-IV programme, fuelling.

Современная структура энергопотребления не может лежать в основе обеспечения энергобезопасности и устойчивого развития цивилизации. Решение этой проблемы – в существенном увеличении доли неорганического топлива в энергетике, включая, в основном, атомную энергетику и возобновляемые источники энергии.

В настоящее время ядерная энергетика использует тепловые реакторы и технологии открытого топливного цикла. Топливообеспечение АЭС с тепловыми реакторами осуществляется на основе технологий добычи природного урана и его обогащения для изготовления уранового топлива; в обращении с отработавшим ядерным топливом принято, главным образом, временное хранение. Эксплуатируемые и строящиеся сегодня АЭС безопасны, экологически привлекательны и без учета отложенных проблем вырабатывают конкурентоспособную электроэнергию.

Однако современная технологическая платформа ядерной энергетики, основанная на использовании тепловых реакторов, имеет определенные недостатки. По соображениям научно-технического, экономического, экологического и политического (нераспространение) характера сформировать на этой платформе крупномасштабную, в десятки сотен гигаватт, ядерную энергосистему будущего невозможно. Два основных системных недостатка препятствуют этому: низкая эффективность использования природного сырья и большое количество отходов на еди-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

нице полезной продукции. Поиск путей преодоления упомянутых препятствий опирается на идеи расширенного воспроизводства топлива и физические принципы быстрых энергетических ядерных реакторов, независимо сформулированные выдающимися физиками Э. Ферми в США и А.И. Лейпунским в СССР еще в 1940-х гг. [1].

В нашей стране научные, конструкторские и технологические работы по реализации этих идей ведутся уже более полувека. Исследования нацелены на разработку ядерных технологий, способных обеспечить полное вовлечение в топливный цикл природного урана и тория, а также радикальное уменьшение отходов ядерной энергетики. Именно такие технологии, будучи доведенными до коммерческого уровня, должны составить основу новой технологической платформы крупномасштабной ядерной энергетики России в XXI веке.

В таблице 1 приведены характерные особенности базовых ядерных технологий (четыре ее составляющие) для существующей (СТП) и новой (НТП) технологических платформ ядерной энергетики.

Таблица 1

Базовые технологии существующей и новой технологических платформ атомной энергетики

Технологическая платформа	Сырьевой ресурс	Топливо-обеспечение	Генерация	Обращение с ОЯТ и РАО
СТП (открытый топливный цикл)	U-235	Горнорудное	Реактор на тепловых нейтронах	Длительное хранение
НТП (замкнутый топливный цикл)	U-238 Th-232	Реакторное	Реактор на быстрых нейтронах (совместно с тепловым реактором)	Переработка ОЯТ. Сокращение объемов РАО. Захоронение РАО

Как видно из табл. 1 новая технологическая платформа ядерной энергетики принципиально отличается от существующей по таким важным положениям, как используемые сырьевые ресурсы (уран-238 и торий-232 вместо урана-235), технология топливообеспечения (переход от горнорудного к реакторному воспроизведению ядерного топлива в замкнутом топливном цикле), реакторные технологии (переход от тепловых реакторов в двухкомпонентной структуре ядерной энергетики, включающей в себя тепловые и быстрые, а затем только быстрые реакторы), технологии обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО).

Возрастающую роль быстрых реакторов в общей структуре реакторных технологий будущего наглядно демонстрируют планы проведения НИОКР в рамках программы «Генерация-IV» (G-IV). Так из шести реакторных технологий, предлагаемых к дальнейшему развитию, три относятся к тематике БР, включая быстрый натриевый реактор – SFR, реактор, охлаждаемый свинцом – LFR и быстрый реактор с газовым охлаждением – GFR [2].

Представляют также в перспективе интерес с точки зрения структуры атомной энергетики проекты SCWR – водяной реактор с закритическими параметрами пара и MSR – реактор с расплавами солей.

Перечень стран, участвующих в проведении работ в обоснование того или иного быстрого реактора в рамках G-IV, представлен в табл. 2.

К настоящему времени практическая реализация осуществлена только в части технологии быстрых реакторов, охлаждаемых натрием (БН). Этому в значительной степени способствовала широкая международная кооперация при проведении НИОКР в обоснование проектов БН, а также качественная программа поэтапного освоения указанной технологии.

Таблица 2

**Участники разработки реакторов на быстрых нейтронах
в рамках G-IV**

Страна	Ведущая организация	Реакторная система		
		SFR	GFR	LFR
Евроатом	Объединенный исследовательский центр Европейской комиссии (JRC)			
Франция	Комиссариат по атомной энергии (CEA)			
Япония	Японское агентство по атомной энергии (JAEA)			
Китай	Министерство науки и технологий (MOST)			
Корея	Министерство науки и технологий (MOST)			
Россия	Росатом			
Швейцария	Институт Пауля Шерера			
США	Министерство энергетики (ДОЕ)			

На первом этапе (сороковые годы прошлого века) были теоретически обоснованы уникальные свойства быстрого реактора с точки зрения воспроизведения ядерного топлива и улучшения экологии топливного цикла. В пятидесятые годы в результате исследований физики реактора, технологии различных теплоносителей и т.д. был сформирован облик быстрого реактора на основе технологии БН и реализованы первые экспериментальные установки с реакторами малой мощности.

На следующем этапе (60–70-е гг.) параллельно с расширением опытной базы путем создания экспериментальных установок повышенной мощности были сооружены демонстрационные АЭС, назначение которых – получение промышленного опыта сооружения и эксплуатации ядерно-энергетических установок указанного типа. В дальнейшем проектно-конструкторские и исследовательские силы были сосредоточены на разработке и сооружении первых опытно-промышленных АЭС с натриевыми быстрыми реакторами [3].

Достаточно полная картина освоения быстрых реакторов типа БН на всех вышеотмеченных этапах в различных странах приведена в табл. 3.

Что касается России (СССР), то концентрация накопленного опыта разработки, обоснования, сооружения и эксплуатации в области технологии БН была реализована в проекте БН-600. Именно в этом проекте были учтены как положительные, так и отрицательные стороны установок БР-5, БР-10, БОР-60 и БН-350. В настоящее время третий блок Белоярской АЭС с реактором БН-600 является практически единственным в мире успешно эксплуатируемым опытно-промышленным быстрым реактором. Коэффициент использования мощности этого реактора за период промышленной эксплуатации находится на уровне 75%, а внеплановые потери – менее 1%. Необходимо отметить, что кроме выработки электроэнергии в коммерческом режиме реактор успешно используется для проведения работ по испытанию новых топливных композиций и конструкционных материалов, систем безопасности и оборудования.

Именно тридцатилетний положительный опыт работы БН-600 дает основание для утверждения, что с точки зрения обеспечения промышленного уровня безопасности и работоспособности технология БН освоена и имеет право на дальнейшее развитие [4].

Мировой опыт освоения технологии БН (табл. 3) показал, что только планомер-

Таблица 3

Основные этапы освоения реакторной технологии быстрого реактора на примере натриевого теплоносителя

Страны, установки Этапы освоения технологии	США	СССР	Франция	Англия	Германия	Япония	Индия	Китай
1. Экспериментальные установки малой мощности (5–50 МВт т)	EBR-I EBR-II	БР-5 БР-10	Rapsodie	DFR	KNK-II			
2. Экспериментальные установки повышенной мощности (50–150 МВт т)	«Энрико- Ферми» FFTF	БОР-60				JOYO	FBTR	CEFR
3. Опытно- демонстрационные установки (до 1000 МВт т)		БН-350	Phenix	PFR	SNR-300	Monju		
4. Опытно- промышленные установки (600–1200 МВт т)		БН-600	Super- Phenix					

ное (поэтапное) ее развитие, когда на каждом из последующих этапов учитывается опыт предыдущего, может привести к реальному успеху.

Представляется, что это положение является принципиальным с точки зрения обеспечения успешного развития альтернативных технологий быстрых реакторов, основанных на использовании тяжелых жидкых металлов и газов.

Ядерно-энергетическая установка с реактором БН-800, сооружаемая в настоящее время в качестве четвертого блока Белоярской АЭС, является дальнейшим развитием натриевой технологии [5]. Взяв за основу важные инженерно-технические решения, реализованные в БН-600, авторы проекта существенно усовершенствовали отдельные оборудование и системы установки с целью повышения безопасности энергоблока и улучшения его технико-экономических характеристик. Так, например, в системах аварийного останова и теплоотвода используется пассивный принцип действия, существенно уменьшены удельные металлизатраты за счет модернизации оборудования и перехода на моноблочную схему.

На современном этапе развития технологии БН в России энергоблок с реактором БН-800 является важным звеном в решении задачи освоения технологии обращения со смешанным уран-плутониевым топливом и отработки отдельных элементов замкнутого топливного цикла, включая изготовление твэлов и ТВС (в том числе из регенерированного урана и плутония тепловых реакторов), переработку ОЯТ быстрых и тепловых реакторов, обращение с РАО.

Как указывалось выше, дальнейшее развитие технологии быстрых реакторов в определенной степени осуществляется работами по программе G-IV. При этом страны (табл. 2), участвующие в том или ином проекте, проводят НИОКР в соответствии со своими национальными программами и обмениваются результатами исследований на основе системных соглашений, реализуемых в рамках G-IV.

Что касается натриевых быстрых реакторов (SFR), то работы в этом направлении в настоящее время сосредоточены на НИОКР в обоснование проектов БН-1200 (Россия), «ASTRID» (Франция), JSFR (Япония), «KALIMER» (Корея), SMER (США), ESMR (Евроатом) и CFBR (Индия).

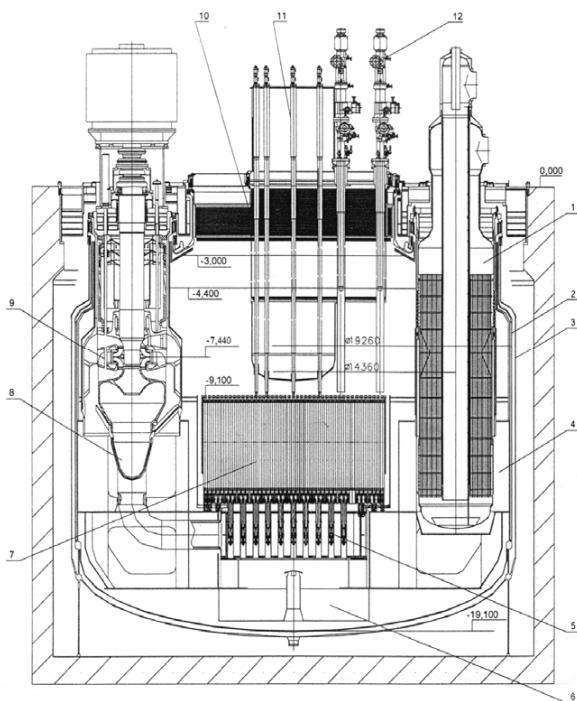


Рис. 1. Разрез реактора БН-1200: 1 – промежуточный теплообменник; 2 – основной корпус; 3 – страховочный корпус; 4 – опорный пояс; 5 – напорная камера; 6 – устройство сбора топлива; 7 – активная зона; 8 – напорный трубопровод; 9 – главный циркуляционный насос; 10 – поворотные пробки; 11 – исполнительный механизм СУЗ; 12 – механизм перегрузки ТВС

Проект БН-1200 представляет собой новую разработку, существенно отличающуюся от БН-600 и БН-800 [6] (рис. 1).

Основное внимание в проекте уделяется дальнейшему повышению безопасности, улучшению экологических характеристик и достижению технико-экономических показателей (требование для реакторов четвертого поколения).

С этой целью используется полная интеграция систем первого натриевого контура в баке реактора, а системы нерадиоактивного натрия второго контура имеют страховочные кожухи, что практически исключает течи натрия.

Эффективное использование внутренне присущих свойств безопасности быстрого натриевого реактора, применение комплекса специальных инженерно-технических решений (защитные системы на пассивных принципах, оптимизация нейтронно-физических характеристик активной зоны по параметру безопасности) позволили на порядок снизить вероятность разрушения активной зоны по отношению к нормативным требованиям.

В связи с переходом на интегральную схему парогенератора с использованием модулей большой мощности значительно снижена металлоемкость конструкции.

Принципиально изменены схема работы и оборудование транспортно-технологического тракта.

Использование новых схемно-компоновочных и проектно-конструкторских решений в совокупности с повышением единичной мощности позволило существенно снизить удельные металлизатраты по реакторной установке (табл. 4), что явилось важным фактором улучшения общих технико-экономических показателей энергоблока.

Таблица 4

**Удельные металло затраты
по реакторной установке (т/МВт. э)**

Реакторная установка		
БН-600	БН-800	БН-1200
13,8	9,7	5,6

Для внедрения в структуру атомной энергетики России энергоблоков на основе быстрых реакторов БН-1200 потребуется сооружение заводов по изготовлению уран-плутониевого топлива из ОЯТ, установок по обращению с РАО. Это, в конечном счете, позволит создать в среднесрочной перспективе опытно-промышленную инфраструктуру замкнутого топливного цикла как важной составляющей новой технологической платформы, где реакторная установка будет являться системообразующим элементом.

Вышеотмеченные зарубежные проекты натриевых быстрых реакторов так же, как и БН-1200, направлены на реализацию свойств, соответствующих требованиям для ядерно-энергетических установок четвертого поколения.

При этом прорабатываются различные схемно-компонентные решения (интегральная схема в проектах ASTRID, KALIMER, SMFR, полупетлевая – в проекте JSFR), рассматриваются варианты с использованием плотных топлив (металл, нитрид, карбид), используются проектно-конструкторские решения, обеспечивающие увеличенную кампанию и выгорание топлива. Это в итоге должно привести к значительному улучшению технико-экономических характеристик разрабатываемых энергоблоков.

Важными с точки зрения повышения безопасности являются исследования по системам защиты, работающим на активных и пассивных принципах действия и оптимальному их соотношению в системах безопасности с учетом экономического критерия.

Основные параметры разрабатываемых в настоящее время перспективных натриевых быстрых реакторов (SFR), заявленных для экспертной оценки в рамках «Генерация-IV», а также БН-1200 представлены в табл. 5.

Таблица 5

**Основные параметры быстрых реакторов,
разрабатываемых в рамках Г-IV**

Параметр	Установка			
	БН-1200	JSFR	KALIMER	SMFR
Тепловая мощность (МВт)	2900	3570	1525	125
Электрическая мощность (МВт)	1220	1500	600	50
Температура натрия первого контура (вход/выход реактора, °C)	410/550	395/550	370/545	355/510
Температура перегретого пара, °C	510	503	495	480
Давление пара, МПА	14,0	16,7	16,5	20
Топливная кампания (годы)	4–5	1,5–2,2	1,5	30
Количество перегрузок за кампанию	4–5	4	4	1
Вид топлива	MOX	MOX	Металл	Металл
Материал оболочки твэлов	ЭП-164 ЭК-181	ODS	HT9M	HT9

Из таблицы видно, что в перспективных разработках формируются весьма похожие позиции по параметрам установок, использующие как оксидное смешанное топливо, так и плотное топливо (в основном, металлическое).

Интерес представляет проект модульного натриевого быстрого реактора небольшой мощности (SMFR), намеченного к разработке в США. Основной особенностью этой установки является попытка создания (используя свойство быстрого реактора по воспроизведению топлива) так называемой «долгоиграющей» активной зоны с топливной кампанией не менее 30-ти лет.

Подобные ЯЭУ малой мощности, обладающие свойствами транспортабельности, 100%-го заводского изготовления, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки топлива, могут в перспективе найти широкое применение в региональной энергетике.

В настоящее время параллельно с анализом полученного опыта разработки, обоснования, сооружения и эксплуатации быстрых реакторов типа БН делаются попытки существенного (как утверждают авторы) повышения уровня безопасности и улучшения технико-экономических показателей этого типа реакторов на основе использования других теплоносителей, в частности, тяжелых жидких металлов (свинец, свинец-висмут).

В этом плане наиболее подготовленными в технологическом отношении являются установки с использованием в качестве теплоносителя эвтектики свинец-висмут.

В России (СССР) имеется определенный опыт разработки и эксплуатации подобных ЯЭУ применительно к атомным подводным лодкам (АПЛ). Однако следует иметь в виду, что конструкция ядерного реактора и режимы эксплуатации АПЛ существенно отличаются от стационарного энергетического варианта. В настоящее время ведутся НИОКР и разрабатывается проект опытно-демонстрационной энергетической установки СВБР-100, все оборудование первого контура которой размещено в корпусе реакторного моноблока [7]. Гидравлические связи между оборудованием по тракту свинец-висмут осуществляются без использования трубопроводов и арматуры (рис. 2).

Примером быстрого реактора, охлаждаемого свинцовыми теплоносителем, может являться проект опытно-демонстрационной установки БРЕСТ-300 (Россия). Это двухконтурная ЯЭУ, первый (свинцовый) контур которой интегрирован в корпусе реактора. С точки зрения обоснования основных технических решений, принятых в этой установке, к настоящему времени выполнены определенные НИОКР, касающиеся технологии теплоносителя, работоспособности топливных и конструкционных материалов, конструкции активной зоны и основного оборудования [8].

Из зарубежных разработок свинцовоохлаждаемых быстрых реакторов, выполняемых в рамках программы G-IV, следует отметить проекты транспортабельного автономного реактора малой мощности (Small Secure Transportable Autonomous Reactor – SSTAR) и Европейской свинцовоохлаждаемой системы (Europen Lead cooled System – ELSY). При этом проект SSTAR предполагается выполнять в рамках

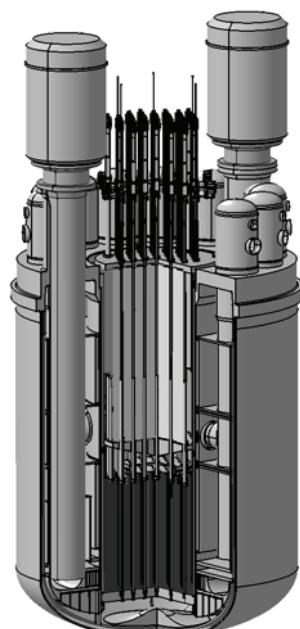


Рис. 2. Компоновка РУ СВБР-100

НИОКР США, а ELSY – в рамках шестой программы Евроатома. Основные параметры упомянутых быстрых реакторов с использованием тяжелого жидкокометаллического теплоносителя приведены в табл. 6.

Таблица 6

Основные параметры быстрых реакторов с тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем

Параметр	Установки			
	СВБР-100	БРЕСТ-300	SSTAR	ELSY
Электрическая мощность (МВт)	100	300	19,8	600
Теплоноситель I контура	Свинец-висмут	Свинец	Свинец	Свинец
Способ циркуляции теплоносителя I контура	Принудительная	Принудительная	Естественная	Принудительная
Температура I контура (вход/выход, °C)	345/495	420/540	420/567	400/480
Давление/температура пара, МПа/°C	9,5/400	17/505	–	–
Вид топлива	МОХ нитрид	Нитрид	Нитрид	МОХ нитрид

Анализируя состояние быстрых свинцовоохлаждаемых реакторов, следует сказать, что оно находится на уровне экспериментального обоснования отдельных технологических аспектов, поскольку для отработки оборудования необходимо сооружение крупномасштабных технологических стендов, а для комплексного обоснования основных технических решений – первый в мире экспериментальный (головной) реактор.

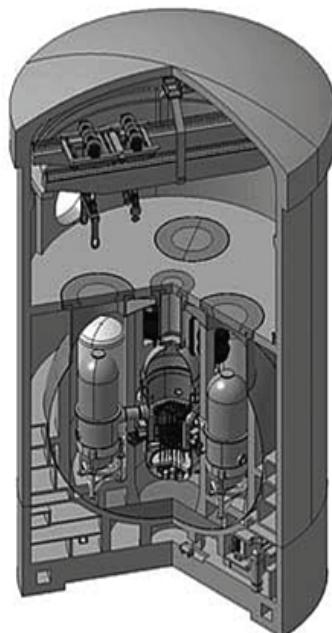


Рис. 3. Газоохлаждаемый быстрый реактор (GFR)

Сооружение отечественных реакторных установок СВБР-100 и БРЕСТ-300 намечено в рамках реализации федеральной целевой программы «Ядерные технологии нового поколения». Основные НИОКР в обоснование проектов и сооружения головных образцов SSTAR и ELSY намечено завершить к 2030 г. с тем, чтобы к 2040 г. иметь коммерческие проекты.

Только после реализации вышеупомянутой программы действий можно будет судить о декларируемых сегодня и реально достижимых свойствах этих реакторных систем.

Привлекательность газоохлаждаемых быстрых реакторов (GFR) состоит в возможности сочетания достоинств быстрого реактора, работающего в замкнутом топливном цикле, и преимуществ высокотемпературной технологии, значительно расширяющей сферу использования ядерной энергетики (рис. 3). В настоящее время отсутствуют работающие образцы подобных технологических систем. Главными проблемами, которые необходимо решать разработчикам GFR, являются создание работоспособного топлива и решение вопроса аварийного теплоотвода. Исследу-

ются несколько вариантов тепловыделяющих элементов, включая керамические пластиначатые и стержневые твэлы, пластиначатые твэлы со стальной оболочкой и нитридным топливом, топливо в виде керамически спеченных шаров.

В качестве системы энергопреобразования рассматривается паротурбинный цикл со сверхкритическими параметрами, газотурбинные циклы с использованием сверхкритического CO_2 или смеси гелий-азот. Примером разработки GFR может служить проект экспериментального реактора ALLEGRO (тепловая мощность 80 МВт), исследования по которому ведутся в рамках программы Евроатома. Основное внимание в этом проекте уделяется разработке активной зоны и ее элементов. С целью упрощения ЯЭУ системы энергопреобразования в настоящее время не рассматриваются.

Значительные исследования по GFR были проведены во Франции. В конце 90-х гг. это направление НИОКР рассматривалось как одно из главных в области разработки быстрых реакторов. В рамках программы G-IV определенные исследования по газоохлаждаемым быстрым реакторам проводятся также в Японии и Швейцарии.

Реализация в России новой технологической платформы атомной энергетики на базе замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами для ближайшей перспективы определена Федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения». В соответствии с этой программой в период до 2020 г. должны быть разработаны проекты и сооружены опытно-демонстрационные установки с быстрыми реакторами СВБР-100 и БРЕСТ-300, закончено сооружение БН-800 (2014 г.), а также проведен комплекс НИОКР в обоснование проекта БН-1200. Было бы разумно реализовать до 2020 г. головной образец этого проекта в качестве пятого блока Белоярской АЭС, где уже подготовлена вся необходимая инфраструктура.

В среднесрочной перспективе (до 2030 г.) в области реакторных технологий целесообразно сооружение малой серии энергоблоков с быстрыми реакторами с использованием опыта головного блока БН-1200. Это позволит реально оценить коммерческие свойства этого типа реактора с учетом фактора серийности.

Что касается реакторных установок с использованием тяжелого жидкого металла, то именно в этот период будет получен опыт разработок, сооружения и эксплуатации головных образцов, который необходимо учесть при определении перспектив этого направления реакторостроения.

В дальнесрочной перспективе после 2030 г. должно быть реализовано широкомасштабное внедрение замкнутого топливного цикла в атомную энергетику России с созданием соответствующей промышленной инфраструктуры на основе быстрых и тепловых реакторов, работающих в ЗТЦ.

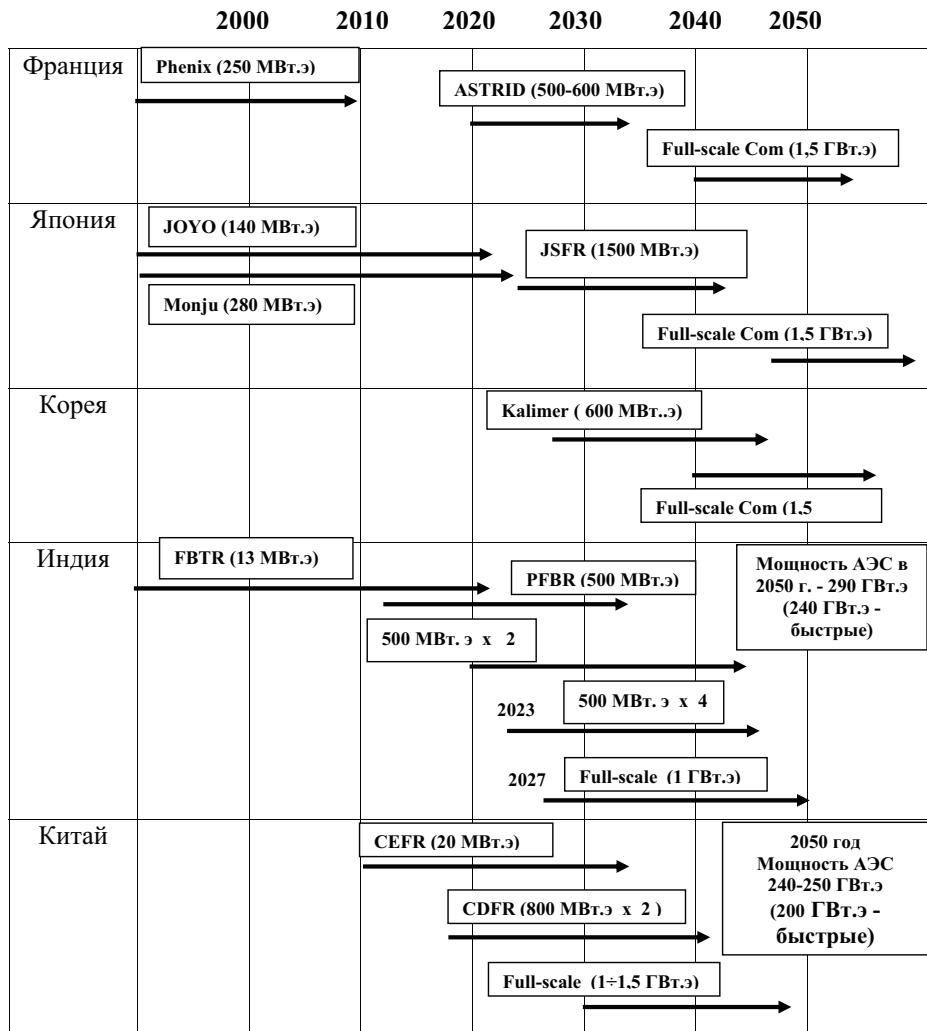
Предполагаемые планы внедрения быстрых реакторов (типа БН) в структуру атомной энергетики некоторых зарубежных стран представлены в табл. 7.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На современном этапе развития атомной энергетики в ядерном сообществе сформировалось определенное мнение о необходимости перехода на новую технологическую платформу, основой которой является замкнутый топливный цикл с быстрым реактором.

2. Масштабы и время перехода на замкнутый топливный цикл в каждой из стран определяются балансом ядерного топлива и энергетическими потребностями. В странах с развитой атомной энергией и отсутствием потребности в ее быстром развитии (Франция, Япония, Корея, США) переход на коммерческое использование быстрых реакторов планируется ближе к середине столетия.

Таблица 7

Внедрение зарубежных в атомную энергетику

Для стран с развивающейся атомной энергетикой (Индия, Китай, Россия) внедрение замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами актуально уже сейчас

3. К настоящему времени реально готова к коммерциализации только технология быстрых натриевых реакторов. Декларируется, что использование других теплоносителей (тяжелые жидкие металлы, газ, пар) может повысить безопасность и улучшить технико-экономические характеристики быстрых реакторов.

Однако только после получения положительных результатов НИОКР, сооружения экспериментальных и демонстрационных установок и успешной их эксплуатации можно будет говорить о появлении реальных альтернативных технологий.

Литература

- Лейпунский А.И. Ядерные энергетические системы и их технические возможности//Atomic Energy Review. –V. 4. Commemorative Issue, Vienna; IAEA, 1966.
- Generation IV Nuclear Energy Systems. System Research Plan for the Sodium-cooled Fast Reactor. Issued by the Generation IV International Forum, Rev. 1.4, 120 ct.2007 (updated on 2 March 2009).

3. Троянов М.Ф. Развитие научно-технических основ энергетических быстрых реакторов// Атомная энергия. – 1981. – Т. 50. – Вып. 2. – С. 102-110.
4. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Потапов О.А. Опыт эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 342-346.
5. Mitenkov F.M., Saraev O.M. BN-800: a Key part of Russias nuclear strategy// Nucl. Engng Intern. – 2005. – V. 50. – № 608. – P. 10-12.
6. Рачков В.И., Поплавский В.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-206.
7. Зродников А.В., Читайкин В.И., Тошинский Г.И. и др. АЭС на основе реакторных модулей СВБР-75/100//Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 6. – С. 101-105.
8. Беззубцев В.С., Емельянов В.С., Адамов Е.О., Орлов В.В. и др. Инновационный проект АЭС с реактором БРЕСТ с пристаническим топливным циклом/Труды II Научной конференции Минатома России «Атомная энергетика. Состояние и перспективы» (Москва 5 июля 2002 г.). – С. 85.

Поступила в редакцию 14.10.2010

УДК 621.039.5

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ (БН-К)

Н.Н. Ошканов

ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва



Обоснован выбор коммерческого быстрого реактора БН-К в качестве основы новой технологической платформы. Показаны пути снижения удельной себестоимости строительства до уровня проекта АЭС-2006.

Ключевые слова: замкнутый топливный цикл, инновация, коммерческий энергоблок, экономическая эффективность, энерготехнологии нового поколения.

Key words: closed fuel cycle, innovation, commercial power unit, cost-effectiveness, new generation energy technologies.

ВВЕДЕНИЕ

3 февраля 2010 г. Правительство Российской Федерации приняло Постановление «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» [1].

Основной целью программы является разработка ядерных энерготехнологий на базе реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом для атомных электростанций, обеспечивающих потребности страны в энергоресурсах и повышение эффективности использования природного урана и обращения с отработавшим ядерным топливом.

Для иллюстрации причин принятия федеральной программы на рис. 1 показано [2] как меняется соотношение энергоресурсов России при вовлечении в них урана-238. Без учета последнего наибольшую долю энергоресурсов составляют уголь – 58,4%, газ – 22,8%, нефть – 5,4% и уран – 13,4% (включены как уран-235, так и уран-238, конвертирующийся в ядерном реакторе в плутоний-239, часть которого также делится в реакторе). Такая конверсия повышает использование природного урана, но даже теоретически оно не может превысить нескольких процентов от объема добываемого урана [3].

Расчеты показали, что энергетический потенциал российского урана-238 примерно в 10 раз больше ресурсов угля и в 40 раз больше ресурсов газа и нефти. Это увеличивает общие энергоресурсы России в 6,7 раза. При этом доля урана возрастает до 87,1%, а доли остальных энергоносителей снижаются: угля до 8,7%,

© Н.Н. Ошканов, 2011

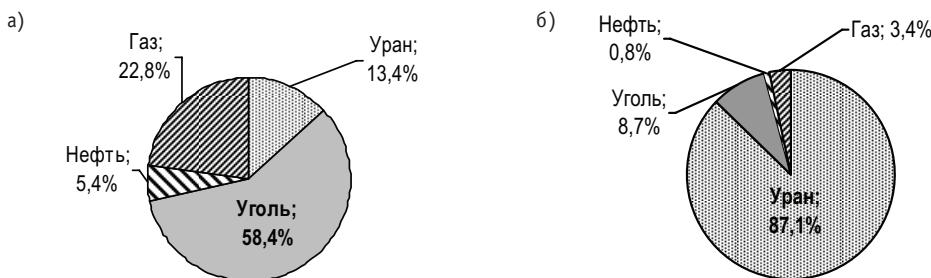


Рис. 1. Энергетический потенциал природных энергоносителей в России: а) – без воспроизведения; б) – с воспроизведением

газа до 3,4%, нефти до 0,8%. Практически это означает неисчерпаемость ресурсов на ближайшее тысячелетие, в то время как существующие темпы потребления газа, нефти и урана прогнозируются их исчерпанием к 2100 г.

Инструментом для вовлечения урана-238 в энергоресурсы, как известно, являются быстрые реакторы, поэтому их развитие и предусматривается федеральной программой.

На первом этапе реализации программы будут выполнены

- новые технические решения и проекты реакторов на быстрых нейтронах со свинцовыми, свинцово-висмутовыми и натриевыми теплоносителями;
- проектирование и ввод в эксплуатацию топливных комплексов по производству уран-плутониевого оксидного топлива;
- создание установки для получения дисперсных композиционных конструкционных материалов оболочек твэлов, обеспечивающих высокое выгорание ядерного топлива.

К этому этапу относятся и работы в части быстрого реактора с натриевым теплоносителем, конкретно – создание технического проекта коммерческого энергоблока с реактором большой мощности БН-К.

На втором этапе будут построены опытно-демонстрационные образцы реакторов на быстрых нейтронах

- со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300 мощностью 300 МВт.эл на базе Белоярской АЭС;
- со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-100 мощностью 100 МВт.эл в г. Обнинске.

ПРОЕКТ «РЕАКТОР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ»

Важной задачей проекта «Реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» является достижение его технико-экономических параметров коммерческого и экспортного уровней. Это требование вытекает из вышеприведенного примера с энергоресурсами – простой расчет показывает, что к 2010 г. прогнозируется исчерпание ресурсов урана-235, то при 60-летнем ресурсе энергоблоков ВВЭР их строительство в 2040 г. придется прекратить, и далее основным должен стать ввод энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах.

Специалистами ФЭИ и ОКБМ предлагается следующая схема ввода быстрых реакторов. Мощности порядка 10 ГВт (БН-800 на Белоярской АЭС и, например, два БН-800 в КНР, шесть БН-1200) можно запустить, используя плутоний из ОЯТ тепловых реакторов. Затем потребуется наравне с плутонием из ОЯТ тепловых реакторов использовать плутоний, наработанный в БН. После этого БН перейдут на самообеспечение плутонием.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Из сказанного следует, что ввод в работу быстрых реакторов определяется наличием переработки ОЯТ. Возможны два варианта переработки ОЯТ – водный и сухой. Водный характеризуется высокой степенью очистки от радионуклидов, что значительно удешевляет процесс изготовления свежего топлива, т.к. можно использовать легкие перчаточные боксы. Сухая переработка дает существенно меньшие исходные объемы ЖРО. Однако объем РАО определяется не исходным количеством, а видом их кондиционирования, поэтому при одном и том же виде кондиционирования объем РАО одинаков для обоих способов переработки. Существенно, что сухая переработка имеет низкую степень очистки, что удорожает изготовление свежего топлива из-за необходимости применения тяжелых боксов. И хотя сухая переработка позволяет создать пристанционную переработку и изготовление топлива, серьезным препятствием этому является проблема экспорта такого проекта.

Каким образом предполагается обеспечить выполнение требования конкурентоспособности и экспортного уровня БН, учитывая, что предыдущие проекты энергоблоков с реактором на быстрых нейтронах существенно уступали по стоимостным параметрам энергоблокам с реакторами других типов?

В предшествующие программе годы ФЭИ, ОКБМ и СПб АЭП провели изучение данного вопроса. Проведенный ими анализ достигнутых результатов развития различных технологий быстрых реакторов в России и за рубежом выявил возможность решения задачи за счет ряда инновационных технических решений [4], основными из которых являются (рис. 2)

- применение крупномодульной конструкции парогенератора;
- применение сильфонов для компенсации температурных перемещений трубопроводов второго контура;
- размещение фильтров-ловушек очистки натрия первого контура в корпусе реактора;
- применение автономных теплообменников аварийного отвода тепла на принципе естественной циркуляции, размещенных в корпусе реактора;
- снижение энергонапряженности активной зоны;
- разработка компоновки активной зоны, позволяющей для увеличения КВ осуществить в будущем переход с оксидного топлива на нитридное;
- применение одного обогащения топлива вместо трех с укрупнением твэлов и ТВС;

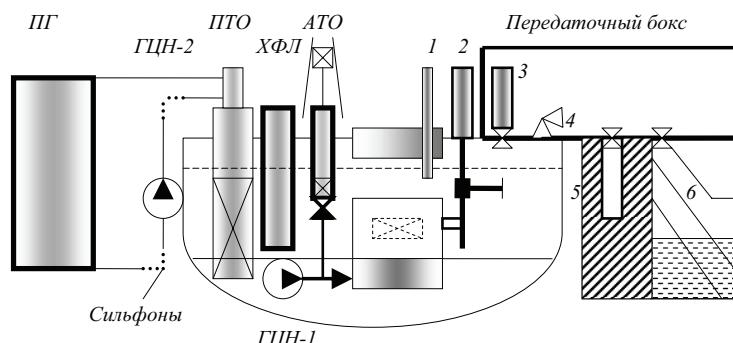


Рис. 2. Основные инновационные решения БН-К (выделены жирными линиями): ПГ – парогенератор; ГЦН – главный циркуляционный насос; ПТО – промежуточный теплообменник; ХФЛ – холодная фильтр-ловушка; АТО – аварийный теплообменник; 1 – механизм перегрузки, 2 – элеватор загрузки-выгрузки; 3 – машина перегрузочная; 4 – предохранительный клапан; 5 – гнездо отмычки сборок; 6 – наклонный подъемник бассейна выдержки

- использование новых конструкционных материалов, позволяющих повысить выгорание топлива до 20% т.а.;
- введение аварийной защиты на пассивном принципе действия при превышении проектных температур;
- применение системы перегрузки с вертикальным элеватором;
- исключение накопительных барабанов свежего и отработавшего топлива;
- использование передаточного бока в качестве устройства локализации газо-аэрозольных выбросов при срабатывании предохранительного клапана корпуса реактора.

Принятые технические решения могут существенно уменьшить капитальные затраты на сооружение (рис. 3) вплоть до сопоставимых с энергоблоком АЭС-2006 с реактором ВВЭР, в том числе за счет снижения в проекте по сравнению с БН-800:

- металлоемкости реакторной установки – в 1,7 раза (с 9,7 до 5,6 т/МВт.эл.);
- кубатуры главного корпуса – в 1,3 раза (с 750,0 до 560 м³/МВт.эл.);
- количества основной арматуры с 500 до 90 ед (в 5,5 раз);
- длины основных трубопроводов второго натриевого контура (одной петли) – в 1,6 раза (с 290 до 180 м).

Для демонстрации эффективности этих решений укажем на то, что энергоблок БН-1200 можно разместить в здании того же объема что и энергоблок БН-800.

Управление выполнением задачи программы «Разработка реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом» осуществляется по следующей схеме.

Данная задача разбита на следующие направления и проекты, которые поручены для управления организациям, указанным в скобках:

- разработка перспективных технологий реакторов на быстрых нейтронах включая разработку
 - реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (НИКИЭТ);
 - реактора на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем (АКМЭ-инжиниринг);
 - реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (Концерн Росэнергоатом);
 - интегрированных систем кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности перспективных атомных электростанций и ядерного топливного цикла (ИБРАЭ РАН);
- модернизация экспериментальной базы атомной энергетики (НИИАР);

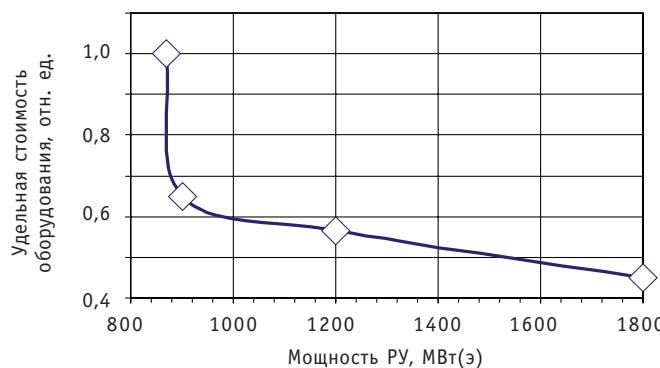


Рис. 3. Зависимость удельной стоимости оборудования от принятых технических решений для БН-800, БН-900, БН-1200 и БН-1800

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- разработка технологий производства перспективных видов топлива, включая проекты разработки
 - технологий и создания производства уран-плутониевого оксидного топлива для реакторов на быстрых нейтронах (Концерн Росэнергоатом);
 - технологий производства плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах (ВНИИНМ);
 - перспективных конструкционных материалов для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах (ВНИИНМ);
 - разработку материалов и технологий замкнутого топливного цикла для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах (ВНИИНМ), включая
 - совершенствование технологий переработки отработавшего ядерного топлива (НИИАР);
 - расчетно-экспериментальное обоснование условий окончательного удаления радиоактивных отходов и разработку перспективных обеспечивающих технологий (ВНИИХТ);
 - отработку пирохимической технологии переработки плотного топлива и технологий обращения с радиоактивными отходами для замкнутого ядерного топливного цикла (НИИАР).

Ответственность за реализацию программы приказом по Госкорпорации «Росатом» возложена на заместителя ее генерального директора, который возглавляет Координационный совет, состоящий из руководителей направлений. Ответственными за выполнение конкретных проектов назначены руководители проектов.

Для обоснования и подтверждения выбранных технических решений по БН-К предусмотрено проведение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по следующим направлениям, в том числе их номенклатуры:

- НИОКР в обоснование проекта АЭС с реакторной установкой БН-К;
- НИОКР в обоснование проекта реакторной установки БН-К;
- НИОКР в обоснование активной зоны реактора БН-К;
- НИОКР в обоснование проекта парогенератора реакторной установки БН-К;
- НИОКР по ядерному топливному циклу;
- НИОКР в обоснование безопасности реакторной установки БН-К.

Основные проектные работы должны быть обоснованы и выполнены к 2014 г., подтверждающие НИОКР должны быть выполнены к 2017 г.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В принятой федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» сформулирована важная научно-техническая проблема создания проекта энергоблока АЭС с реактором на быстрых нейтронах большой мощности для работы в замкнутом ядерном топливном цикле. Технические предложения, разработанные организациями Росатома, заключаются в ряде инновационных технических решений, обосновывающих возможность создания проекта энергоблока мощностью 1200 МВт.эл. с нatriевым реактором на быстрых нейтронах, капитальные затраты на сооружение которого сопоставимы с энергоблоком АЭС-2006. Проведенная организация выполнения научно-технических и опытно-конструкторских работ в обоснование и подтверждение этих технических решений позволяет создать технический проект энергоблока БН-К к 2014 г.

Литература

1. Постановление Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2010 г. №50 «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.»
2. Каграманян В.С. Обращение с отработавшим топливом ядерных энергетических реакторов/ Международная конференция МАГАТЭ (Вена, 19-22 июня 2006 г.).
3. Джадда А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С. 8.
4. Васильев Б.А. Принципиальная преемственность//Росэнергоатом. – № 6. – 2010.

Поступила в редакцию 14.10.2010

30-ЛЕТНИЙ ОПЫТ ПРОМЫШЛЕННОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-600

М.В. Баканов, О.А. Потапов
Белоярская АЭС, г. Заречный



Рассмотрены основные итоги эксплуатации реактора БН-600 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и достигнутые технико-экономические показатели.

Ключевые слова: безопасность, быстрый, КИУМ, модернизация, надежность, натрий, эксплуатация.

Key words: safety, fast reactor, capacity factor, upgrade, reliability, sodium, operation.

Развитие быстрых реакторов и натриевой технологии – результат планомерной реализации идеи расширенного воспроизводства топлива и замыкания топливного цикла. Решение этой задачи надолго отодвинет вопрос обеспечения топливом переживающей вторичный бурный рост атомной энергетики.

Конструкция реактора БН-600 создавалась в период 1963–1973 гг., при этом его создатели использовали опыт, накопленный при разработке, сооружении и эксплуатации натриевых быстрых реакторов – БР5/БР-10, БОР-60 и БН-350. Главной задачей эксплуатации этого реактора было подтверждение возможности реализации технологии БН-реакторов на промышленном уровне.

Его эксплуатация началась апреле 1980г. На номинальную электрическую нагрузку 600 МВт (эл.) БН-600 был выведен в октябре 1981г., и с этого времени работает в базовом режиме на номинальной мощности со среднегодовым коэффициентом ее использования 77–80%, определяемым, в основном, периодами планового технического обслуживания оборудования. В общей сложности время работы реактора БН-600 в режиме выработки электроэнергии достигло величины 200 тыс. часов, что соответствует примерно 8 тыс. эквивалентных суток работы на полной мощности и составляет 76,8% календарного времени. По этому показателю БН-600 превзошел все когда-либо действовавшие аналогичные крупные реакторы типа БН. Среднегодовой коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) БН-600 на протяжении всего периода работы оставался стабильно высоким (рис. 1). За 30 лет эксплуатации только шесть значений КИУМ были меньше 70%, три из них приходятся на начальный период работы и связаны с освоением режимов работы энергоблока в целом и отдельного его оборудования [1–3].

1990 г. (КИУМ 65,9%) – потери выработки электроэнергии были связаны, в основном, с неплотностью в системе охлаждения генераторов.

1991 г. (КИУМ 69,8%) – неисправности оборудования третьего (пароводяного) контура и один случай течи воды в натрий в парогенераторе.

1998 г. (КИУМ 47,9%) – спланированный ремонт центральной поворотной колонны (ЦПК) реактора.

© М.В. Баканов, О.А. Потапов, 2011

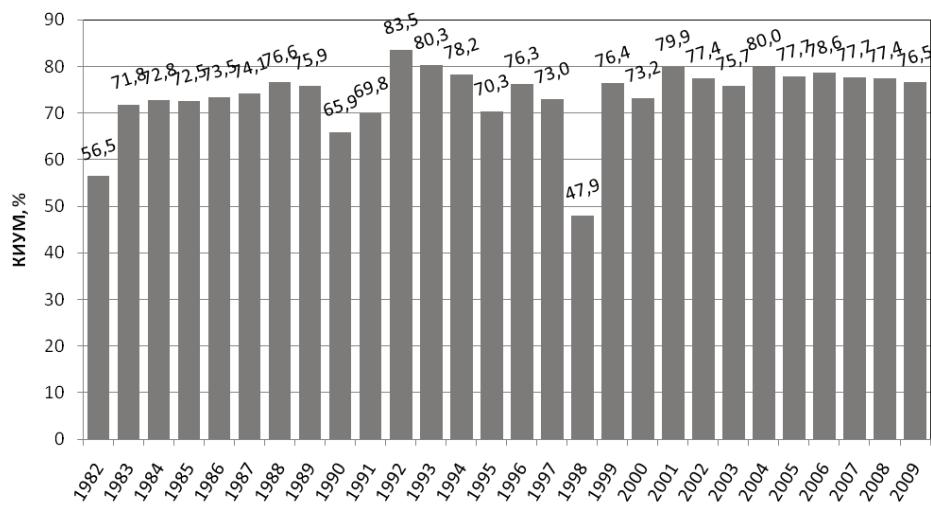


Рис. 1. Распределение КИУМ БН-600 по годам

КИУМ БН-600 с начала эксплуатации составляет 72%, средний КИУМ (медиана) – 75,7%, максимальное значение КИУМ 83,5%.

Период эксплуатации БН-600 можно условно разделить на два отрезка времени: с апреля 1980 г. по сентябрь 1981 г. – период освоения БН-600, характеризуемый поэтапным повышением мощности от 30 до 80%; с октября 1981 г. по настоящее время – работа в режиме промышленной выработки электроэнергии.

На втором отрезке работы БН-600 было достигнуто значение КИУМ 73,9%. До-

стигнутое значение годового КИУМ 77–80% является максимальным при существующей продолжительности плановых остановок энергоблока (рис. 2). В настоящее время продолжительность плановых инспекций оборудования определяется, в основном, нормативным временем капитального ремонта турбоагрегатов (50 суток) и необходимостью проведения перегрузок топлива в реакторе дважды в год. Основные эксплуатационные показатели БН-600, достигнутые за 30-летний период и в 2009 г., приведены в табл. 1.

За прошедшее время эксплуатации реактора БН-600 достигнуты высокие

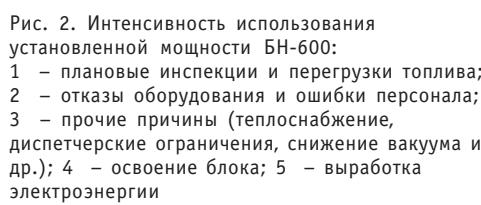


Рис. 2. Интенсивность использования установленной мощности БН-600:

- 1 – плановые инспекции и перегрузки топлива;
- 2 – отказы оборудования и ошибки персонала;
- 3 – прочие причины (теплоснабжение, диспетчерские ограничения, снижение вакуума и др.);
- 4 – освоение блока;
- 5 – выработка электроэнергии

показатели по безопасности и надежности работы, что подтверждает основные концепции безопасности проекта и перспективность развития технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Срабатывание аварийной защиты (АЗ) происходило, в основном, в начальный период эксплуатации энергоблока (рис. 3). За последние девять лет (2001–2009 гг.) эксплуатации энергоблока не было ни одного случая аварийного останова реактора. Среднее количество аварийных остановов реактора БН-600 за 7000 часов его работы, оцененное за период 1990 – 2009 гг., составляет 0,2 (по АЭС стран мира ~ 0,6).

Таблица 1

**Основные эксплуатационные показатели
БН-600**

Показатели	2009 г.	За период эксплуатации	Лучшее значение
Установленная мощность, МВт	600	600	–
Число часов работы, ч	6734	200105	–
Количество неплановых остановов (А3), шт	–	23	0
Выработка электроэнергии, млн.кВт·ч	4022,3	112550	4401,96
КИУМ, %	76,53	73,92	83,52
Годовая коллективная доза облучения, чел·Зв	0,46	20	0,08
Выход ИРГ, Ки	119	40222	60

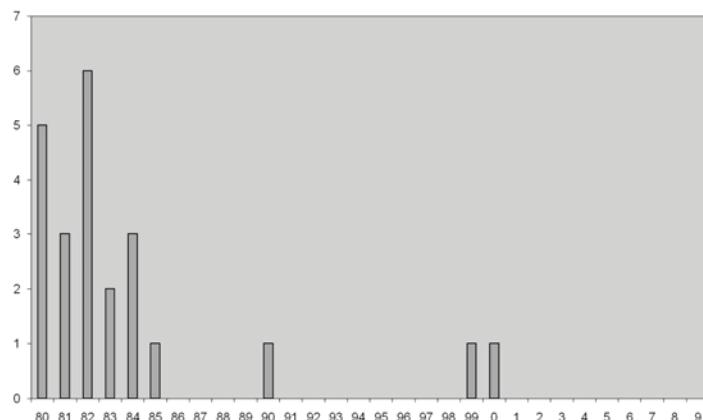


Рис. 3. Количество срабатываний А3

После освоения персоналом реакторной технологии и отладки работы основного оборудования внеплановые потери КИУМ происходят из-за отказов технологического оборудования третьего контура и электроснабжения. На рисунке 4 приведено распределение во времени отказов оборудования и ошибок персонала, имевших место в 1982 – 2009 гг. Следует отметить, что ни одна из имевших место неисправностей оборудования или ошибок персонала не привели к негативному воздействию на население, персонал и окружающую среду. По международной шкале ядерных событий INES все события находятся на уровне 0 и вне шкалы, за исключением одного события первого уровня, т.е. являются несущественными.

Несмотря на то, что БН-600 проектировался в 1963 – 1973 гг. показатели экологичности энергоблока находятся на уровне современных типов реакторов. Выход долгоживущих газоаэрозольных радионуклидов в окружающую среду отсутствует. Выход инертных радиоактивных газов в настоящее время пренебрежимо мал и составляет меньше 1% от допустимой величины по санитарным нормам [1]. Количество твердых и жидкых радиоактивных отходов не превышает 50 м³ в год. Дозовые нагрузки на персонал ниже средних значений по атомной энергетике в целом.

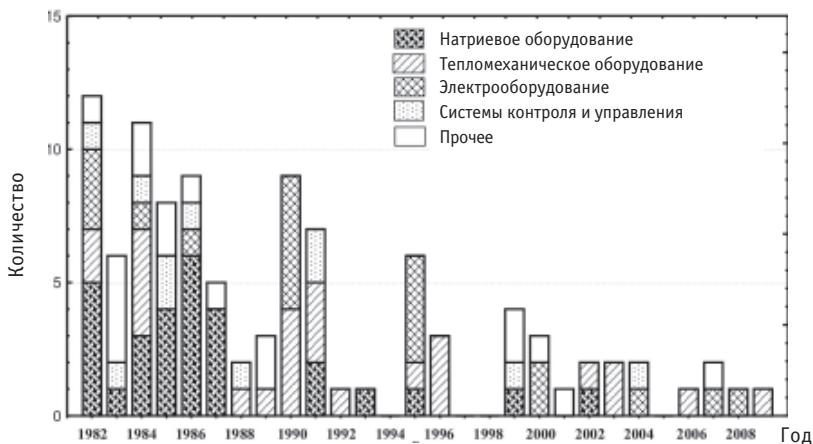


Рис. 4. Распределение нарушений нормальной эксплуатации БН-600 из-за отказов оборудования

За 30-летний период эксплуатации БН-600 были получены следующие существенные результаты:

- проведены длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии;
- освоена натриевая технология;
- отработаны и оптимизированы режимы эксплуатации энергоблока;
- освоена технология замены и ремонта натриевого оборудования, включая насосы и парогенераторы;
- получен уникальный опыт по течам и случаям возгорания натрия, который показал эффективность защитных систем по локализации последствий течей с быстрым определением факта появления и места течи;
- повышенено максимальное выгорание топлива более чем в 1,5 раза (с 7 до 11,4% т.а.);
- получен опыт наработки изотопной продукции

Основные технико-экономические показатели БН-600:

- коэффициент полезного действия (КПД) энергоблока брутто – около 42%, нетто – 39%;
- время использования установленной мощности около 7000 часов в год.

БН-600 относится к энергоблокам АЭС второго поколения, назначенный проектом 30-летний срок его эксплуатации истек в апреле 2010 г. После получения положительного прогноза остаточного ресурса основных элементов энергоблока и результатов оценки экономической целесообразности было принято решение о продлении срока эксплуатации БН-600. Этому решению в немалой степени способствовали

- высокая степень безопасности и экологической чистоты энергоблока;
- планомерное выполнение мероприятий по повышению уровня безопасности;
- надежная и экономичная работа энергоблока за предшествующий период эксплуатации.

Работы по комплексному обследованию энергоблока, оценке его безопасности и работоспособности незаменяемых узлов и конструкций реактора, выполненные в 2003–2005 гг., показали возможность и экономическую целесообразность продления срока эксплуатации БН-600 еще на 15 лет.

С 2005 г. на энергоблоке ведутся работы по модернизации и замене оборудования в двух направлениях: повышение безопасности и устранение отступлений

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

от нормативных документов и замена оборудования выработавшего свой ресурс. В рамках первого направления предусмотрено

- сооружение резервного пульта управления;
- создание второго комплекта аппаратуры аварийной защиты;
- оснащение дополнительной системой аварийного расхолаживания с теплообменниками «натрий-воздух»;
- повышение сейсмостойкости зданий, сооружений и оборудования;
- повышение надежности системы аварийного электроснабжения;
- модернизация системы радиационного контроля.

По второму направлению выполняется замена

- парогенераторов (72 модуля);
- рабочих колес главных циркуляционных насосов первого контура;
- питательных насосов;
- лопаток, рабочих колес и диафрагм последних ступеней цилиндров низкого давления турбин;

• системы возбуждения турбогенераторов и др. (всего по 19 системам).

Уникальность выполняемых в рамках продления срока эксплуатации БН-600 работ состоит в том, что они проводятся во время плановых остановок энергоблока, т.е. эксплуатация БН-600 продолжается в штатном режиме. После выполнения основных работ была получена лицензия на эксплуатацию БН-600 до 2020 г.

Успешная работа энергоблока БН-600 послужила обоснованию сооружения новых энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах (БН-800, БН-К).

Литература

1. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Потапов О.А. Опыт эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 342-346.
2. Ошканов Н.Н., Потапов О.А., Говоров П.П. Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 Белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №1.
3. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Говоров П.П. О величине коэффициента использования установленной мощности энергоблока БН-600 за 25 лет эксплуатации //Электрические станции. – 2005. – № 5.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ИЗ ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ БН-600

Л.А. Кочетков, В.М. Поплавский, М.Ф. Троянов

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



Представлен краткий исторический обзор проектирования, сооружения и эксплуатации энергоблока БН-600 – преемника БН-350, но спроектированного на другой технологической платформе. Показаны проблемы, возникшие на начальном этапе эксплуатации БН-600, и перспективы развития быстрых натриевых реакторов.

Ключевые слова: интегральная компоновка, натрий, реактор БН-600, технология быстрых реакторов.

Key words: pool layout, sodium, BN600 reactor, fast reactor technology.

8 апреля 2010 г. исполнилось 30 лет с того дня, когда первые два турбогенератора третьего блока Белоярской АЭС с реактором БН-600 были синхронизированы с сетью Свердловэнерго. Рождение идеи создания БН-600 относится к далекому 1962 г., когда велось интенсивное проектирование реактора БН-250 (позднее он стал называться БН-350). Такое смелое рискованное решение, как создать в удаленном изолированном от единой энергосистемы месте опытно-промышленный блок для производства электрической и тепловой энергии, а также питьевой и технической воды для развивающегося промышленного района с добычей и первичной переработкой урановой руды, нефти, производства минеральных удобрений и электронных материалов, мог принять только наш министр Е.П. Славский. Он и начальник Главка А.Д. Зверев постоянно контролировали ход проектных работ, которые выполнялись многими организациями, в том числе ОКБМ (главный конструктор реакторной установки), ОКБ ГП (конструктор парогенератора), ВНИПИЭТ (генпроектант установки), ВНИИНМ (конструктор-технолог твэлов), ФЭИ (научный руководитель проекта). В разработке корпуса реактора принимали участие специалисты «Промстальконструкции», в разработке машинного зала – ЛОТЭП; участниками проекта были также ЦНИИМС, ЦНИИКА, СНИИП и др.

Для большинства упомянутых организаций разработка установки с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем была совершенно новой задачей. В этих условиях роль Физико-энергетического института с его опытом создания и эксплуатации БР-1, БР-2, БР-5, уникальной экспериментальной базой по проблемам теплофизики, гидравлики, технологии натриевого теплоносителя, горячими материаловедческими и радиохимическими камерами и критическими стендами БФС-1 и БФС-2 была особенно важной и ответственной. ФЭИ вместе с другими организациями старались создать реакторную установку, не уступающую по надежности и безопасности конкурентам из Франции (Phenix), Великобритании (PFR), Германии (SNR-300), США (CRFBR).

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

Текущие дела по проекту, состояние разработок быстрых реакторов в других странах постоянно обсуждались как внутри института, так и на совместных совещаниях в ОКБМ, ВНИИНМ, в четвертом Главке. Вдохновителем и организатором этой деятельности был научный руководитель ФЭИ Александр Ильич Лейпунский. Как никто другой он прекрасно знал все, что публикуется по проблемам быстрых реакторов, всячески поддерживал атмосферу поиска, честного и взыскательного отношения к собственным разработкам.

Под его руководством в ФЭИ велась напряженная работа по выбору размеров и материалов твэлов активной зоны БН-350, боковой и торцевых зон воспроизведения, пэлов, внутриреакторной защиты, определению способов сохранения поля энерговыделения и оптимального режима перегрузок, постоянно обсуждалась с коллегами из других организаций разработка основного оборудования. Особенно настораживал неудачный опыт с парогенераторами реакторов БР-5 и «Энрико Ферми». На основе проведенных в ФЭИ экспериментов по большим межконтурным протечкам воды в натрий были разработаны рекомендации по системе защиты второго контура при таких авариях, а на основе коррозионных и нейтронно-физических исследований были сформулированы рекомендации по допустимым примесям натрия. В ФЭИ была выполнена разработка и проведена стендовая проверка приборов контроля межконтурной протечки воды в натрий, индикаторов содержания в натрии окислов натрия, ловушек паров натрия, пробоотборника натрия; были выданы рекомендации по средствам тушения натриевых пожаров, холодным ловушкам окислов, системе КГО. В это время в ОКБМ шла разработка и стендовая проверка главных натриевых насосов, обратных клапанов, системы перегрузки топлива, приводов и механизмов СУЗ. В общем все причастные организации приступили к интенсивной, тщательно контролируемой разработке проекта.

Вот в этот период А.И. Лейпунский совместно с О.Д. Казачковским предложили продумать следующий шаг на пути развития ядерной энергетики с БН-реакторами и приступить к разработке новой установки с реактором на быстрых нейтронах на базе усовершенствованного БН-350, но с большим по сравнению с БН-350 приближением к промышленным установкам. В конце ноября 1962 г. на конференции по жидкокометаллическим теплоносителям в г. Обнинске А.И. Лейпунский вкратце изложил эту идею. Предлагалось в рамках активной зоны БН-350 повысить нагрев теплоносителя в 1.5 раза, т.е. с 200 до 300°C, температуру теплоносителя на выходе из активной зоны до 600°C, а мощность с 1000 до 1500 МВт. Это позволяло использовать серийно выпускаемое оборудование машзала и вырабатывать ~ 600 МВт электрической мощности. Предложение с интересом было встречено организациями-разработчиками проекта БН-350 и поддержано «родным» 16-ым Главкомом и Министерством энергетики.

В 1963 г. ФЭИ выпустил первое техническое задание на разработку проекта БН-600; вскоре проект был включен в стратегию развития атомной энергетики до 1980 г., а ОКБМ приступил к конструированию реакторной установки. Началась кропотливая работа по анализу, оптимизации и постепенному «приземлению» первоначальных рекомендаций с учетом проводимых расчетных и экспериментальных работ, опыта создания и пуска БН-350 и БОР-60 и публикаций в иностранных журналах. Уже накануне пусконаладочных работ на БН-350 был выявлен ряд неприятных проблем:

- из-за рубежа была получена информация о значительном распускании и изменении механических свойств austenитных сталей при облучении их нейтронами интегральными дозами $(1.0-1.5) \cdot 10^{23} \text{n/cm}^2$;

- в результате проведенных в ФЭИ экспериментов было выяснено, что возникшая малая межконтурная протечка воды (пара) в натрий в теплопередающих поверхностях парогенератора за несколько минут увеличивается до большой течи (от 30–50 г/с до 0.5–1.0 кг/с) и за это же время происходит разрушение соседних трубок, попавших в зону «факела»;
- было установлено плохое качество натрия, полученного с Чирчикского завода.

С последней проблемой справились довольно быстро – была разработана технология и создана установка, которая позволяла нагревать транспортные однокубовые емкости с натрием и отгонять из них парафин, после чего натрий через фильтр направлялся в емкости натриевых контуров. Количество данных по радиационному воздействию на конструкционные материалы еще не было, поэтому ограничились приваркой к стенкам чехла ТВС БН-350 дистанционирующих пластин. Для предотвращения массового разрушения трубной поверхности парогенераторов при межконтурных течах в них, в первую очередь, нужна была разработка высокочувствительного быстродействующего прибора контроля возникновения межконтурной протечки, что с некоторым запозданием в ФЭИ было сделано.

Начальный период эксплуатации БН-350 также сопровождался рядом нарушений условий нормальной эксплуатации и предаварийных ситуаций:

- в первые месяцы после пуска были выведены из эксплуатации пять из шести парогенераторов по причине межконтурных течей;
- наблюдались массовые разгерметизации оболочек твэлов;
- проявилось радиационное формоизменение (распускание и прогиб) чехловых труб ТВС.

Все это потребовало дополнительных исследований и внесения изменений в проектные решения и учитывалось в разработках БН-600. Так, в частности, временно было ограничено выгорание топлива в твэлах БН-350 значением 5.7%, установлено, что массовая разгерметизация оболочек твэлов обусловлена недооценкой газовыделения и недостаточным объемом газовой полости твэлов, что потребовало соответствующего изменения конструкции твэлов. Но наиболее тяжелые последствия были связаны с авариями практически всех парогенераторов. Именно из-за этого пришлось услышать горькое резюме при обсуждении возникшей ситуации в ЦК КПСС: «Ну что ж, довольно наигралась с быстрыми реакторами?!» И что было бы дальше, если бы не министр Е.П. Славский... Были организованы срочные исследования и установлено, что причиной многочисленных межконтурных протечек в парогенераторах стало грубейшее нарушение технологического процесса при изготовлении деталей и сварке труб Фильда на Подольском заводе – изготовителе парогенераторов. После этого Е.П. Славский организовал ремонт – по сути дела, изготовление на месте новых парогенераторов. Уникальная работа была выполнена НИКИМТ при участии ОКБ ГП, ФЭИ и эксплуатационщиков. Парогенераторы отмыли от натрия, изготовили и приварили к трубной доске новые трубы Фильда. После проведения контрольных операций парогенераторы были введены в работу, что обеспечило впоследствии эксплуатацию установки с КИУМ 80–90%.

В 1965–1968 гг. были принятые важные решения по проекту БН-600. В отличие от БН-350 было решено перейти на интегрированную баковую компоновку первого контура с размещением насосов и промтеплообменников внутри корпуса реактора. С учетом результатов проведенного эксперимента отказались от корпусного типа парогенератора в пользу прямоточного секционно-модульного с использованием феррито-маргантитной стали 1Х2М для испарительных модулей и нержавеющей стали ОХ18Н9Т для пароперегревательных и промперегреватель-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

ных модулей. По настоянию ВНИИНМ была снижена температура натрия на выходе из реактора с 600 до 550°С.

После преодоления «послеродовых» неприятностей и вывода реактора БН-350 в режим устойчивой безаварийной эксплуатации проведение НИОКР по проекту БН-600 резко интенсифицировалось. В подтверждение и обоснование основных характеристик, безопасности и надежности оборудования БН-600 осуществлялась обширная программа исследований. В ФЭИ на стенде БФС-2 исследовали физические характеристики активной зоны и проверяли внутрибаковую защиту; в горячей лаборатории начались исследования материалов активной зоны БН-350; провели испытания в реакторе БН-350 и опытную регенерацию МОХ-топлива; на двух стендах исследовались большие и малые межконтурные течи применительно к новой конструкции парогенератора; вместе с Березниковским заводом и Хлорным институтом разрабатывалась новая технология производства натрия и с ЛОАЭП – новые транспортные средства, которые исключают контакт натрия с воздухом на всех этапах производства и транспортировки натрия; осуществлена разработка новых средств контроля за межконтурными протечками в парогенераторах, новых пробоотборников натрия; выполнены эксперименты по истечению в воздушную среду больших количеств натрия и проверены новые средства тушения натриевых пожаров; подготовлены подробные программы, методики, контролирующая аппаратура для проведения физического пуска реактора; разработаны и изготовлены элементы пускового источника. Напряженная работа по завершению разработок оборудования и рабочего проекта в целом была выполнена в ОКБМ, ЛОАЭП, ОКБ ГП, ВНИИНМ и других организациях.

Перелом в темпах завершения строительно-монтажных работ наступил летом 1978 г. после известного «совещания министров», которое организовал руководитель областного штаба стройки БН-600, первый секретарь Свердловского Обкома КПСС Б.Н. Ельцин при большой помощи руководителя Главка Минэнерго бывшего директора Белоярской АЭС В.П. Невского. Это здесь он (Б.Н. Ельцин) скажет: «Я знаю, что дела идут плохо на строймонтаже не из-за того, что Вы, строители и монтажники, любите «протирать штаны», а потому, что сидящие здесь руководители министерств срывают сроки поставки оборудования. Больше этого не будет, иначе прошу на меня не обижаться – я нужные двери открывать умею. А свердловчане, которые и раньше не подводили Партию и Правительство, завершат сооружение БН-600 в установленный срок, до конца пятилетки».

Хотя пусконаладочные работы, физический и энергетический пуски прошли без каких-либо серьезных происшествий, все же в дальнейшем не удалось избежать проблем с парогенераторами и тепловыделяющими элементами. Были и другие проблемы – с насосами, арматурой, верхней защитной колонной, случались и наружные протечки натрия с его возгоранием. Однако за прошедшие 30 лет усилиями эксплуатационников при помощи участников проекта проведена огромная работа по усовершенствованию оборудования, приборов, систем автоматического регулирования и режимов эксплуатации. Выполнена большая материаловедческая программа, в результате которой удалось повысить выгорание топлива в 1.5 раза – с 7 до 11.3% т.а. В реакторе проведены испытания большой группы экспериментальных ТВС с МОХ-топливом. С 1985 г. началась переработка ОЯТ БН-350 и БН-600 на заводе РТ. Надежность всего оборудования была повышена.

По важнейшим эксплуатационным показателям, таким как КИУМ, число незапланированных остановок реактора, облучаемость персонала, экологическое воздействие на окружающую среду, блок занимает одно из лидирующих мест в концерне Росэнергоатом. В настоящее время с опытом эксплуатации реактора БН-600

связаны наиболее высокие в мире достижения в освоении технологии реакторов на быстрых нейтронах. С учетом этого опыта в нашей стране разработан более совершенный в отношении безопасности блок БН-800, сооружение которого находится в завершающей стадии. Важнейшая задача, которая может быть решена с пуском блока, это освоение замкнутого топливного цикла. В утвержденную Правительством Федеральную целевую программу до 2010 г. включена также разработка коммерческого блока большой мощности БН-1200 МВт.эл., на который вместе с замкнутым топливным циклом возлагаются стратегические надежды будущей атомной энергетики. Накопленный положительный опыт эксплуатации блока БН-600 в настоящее время вдохновляет и другие страны приступить к безотлагательной разработке и созданию опытных, а затем и промышленных реакторов на быстрых нейтронах.

Поступила в редакцию 14.10.2010

РАЗРАБОТКА МЕТОДОЛОГИИ И ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА И НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600 ДО 45-ТИ ЛЕТ

**Б.А. Васильев*, О.Ю. Виленский*, В.Б. Кайдалов*, Ю.Л. Каманин*,
Б.З. Марголин**, А.Г. Гуленко****

*ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

**ФГУП ЦНИИКМ «Прометей», г. Санкт-Петербург



Выполнен прогнозный анализ влияния отрицательных факторов на ресурс незаменяемого оборудования реактора БН-600 (корпус реактора, незаменяемые внутренние устройства). Результаты выполненных работ показали, что работоспособность корпуса и незаменяемых внутренних элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

Ключевые слова: внутренние устройства, незаменяемые элементы, ресурсные характеристики.

Key words: in-vessel components, irreplaceable components, lifetime characteristics.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторная установка на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 была введена в эксплуатацию в апреле 1980 г. в составе энергоблока №3 Белоярской АЭС. В настоящее время БН-600 – единственный действующий энергетический реактор этого типа не только в России, но и в мире. Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока №3 с РУ БН-600 (30 лет) истекал в апреле 2010 г.

Вышеназванные обстоятельства определили актуальность задачи продления проектного срока эксплуатации энергоблока с РУ БН-600, а накопленный положительный опыт его эксплуатации и удовлетворительное техническое состояние основного оборудования, по сути, создали предпосылки для ее успешного решения. Работы по оценке возможности продления срока эксплуатации энергоблока с РУ БН-600 были инициированы Белоярской АЭС в 1998 г.

Возможность эксплуатации энергоблока за пределами срока, установленного проектом, в основном, определяется ресурсными характеристиками незаменяемого оборудования. К такому оборудованию, в первую очередь, относятся корпус и незаменяемые внутренние элементы реактора БН-600. Большая часть этих

© **Б.А. Васильев, О.Ю. Виленский, В.Б. Кайдалов, Ю.Л. Каманин, Б.З. Марголин, А.Г. Гуленко,**
2011

конструкций практически недоступна для контроля и проведения ремонта. Поэтому в обосновании работоспособности указанных конструкций особую значимость имеет расчетный анализ.

В 2004 г. ОКБМ были выполнены предварительные оценки возможности сверхпроектной (до 40–45-ти лет) эксплуатации «критических» узлов реактора БН-600 – незаменяемых элементов конструкции, работающих в наиболее тяжелых условиях [1]. Оценки прочности незаменяемых элементов выполнялись с использованием положений отраслевых «Норм расчета на прочность...» [2] на основе имевшихся данных по условиям нагружения, физико-механическим характеристикам конструкционных материалов и напряженно-деформированному состоянию (НДС) в различных режимах эксплуатации этих элементов. В целом результаты выполненной работы подтвердили наличие резерва работоспособности основных незаменяемых конструкций, однако вывод о возможности продления эксплуатации РУ БН-600 до 45-ти лет носил предварительный характер.

Это было связано, в первую очередь, с необходимостью усовершенствования методик расчёта накопления и развития повреждений в материале, а также с определением и прогнозированием служебных характеристик конструкционных материалов и их сварных соединений с учетом влияния облучения и длительности нагружения до $3 \cdot 10^5$ часов (45 лет эксплуатации с КИУМ=0,8) при температурах выше 450°C. Также потребовалось уточнение расчетов нейтронных и температурных полей и, соответственно, НДС наиболее нагруженных незаменяемых элементов.

С учетом изложенного и в связи со специфическими условиями эксплуатации отдельных незаменяемых элементов реактора БН-600 (высокий уровень температур и интенсивное нейтронное облучение) ЦНИИ КМ «Прометей» при участии ОКБМ была разработана новая научноемкая методология обоснования прочности элементов реакторов БН, учитывающая

- двухстадийность процесса разрушения – зарождение микротрешины и ее развитие до критических размеров;
- механизмы повреждения в условиях ползучести и нейтронного облучения, а также при взаимодействии ползучести и усталости;
- радиационные распухание и ползучесть;
- деградацию механических свойств на временной базе $3 \cdot 10^5$ часов.

При анализе нагруженности элементов РУ БН-600 кроме термомеханических нагрузок впервые учтено нагружение, связанное с градиентом распухания.

С использованием новой методологии, разработанной в виде руководящего документа (РД) [3], специалистами ОКБМ было выполнено обоснование работоспособности незаменяемого оборудования реактора БН-600 при продлении проектного срока эксплуатации РУ до 45-ти лет. Структурная схема проведения обоснования работоспособности незаменяемых элементов реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет представлена на рис. 1.

«КРИТИЧЕСКИЕ» НЕЗАМЕНЯЕМЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ РЕАКТОРА БН-600 И УСЛОВИЯ ИХ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НАГРУЖЕНИЯ

Перечень «критических» незаменяемых элементов реактора БН-600, определяющих его ресурс, был составлен исходя из следующих критериев:

- влияние на безопасность;
- невозможность замены и ремонта;
- недоступность для осмотра и контроля технического состояния;
- максимальные значения основных повреждающих факторов, прежде всего

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600



Рис. 1. Структурная схема обоснования работоспособности незаменяемых элементов реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации до 45-ти лет

радиационного облучения, а также температурного воздействия и термоциклических нагрузок.

В соответствии с этими критериями к «критическому» было отнесено следующее оборудование реактора (рис. 2): корпус, напорная камера, подпорка (сборок активной зоны), коллекторы, опорный пояс, блок напорного трубопровода, опора теплообменника, трубы боковой (радиационной) защиты.

С точки зрения радиационного повреждения в наиболее неблагоприятных условиях находятся конструкции, расположенные в непосредственной близости от активной зоны (а.з.), т.е. подпорка и коллекторы. Кроме высоких уровней темпе-

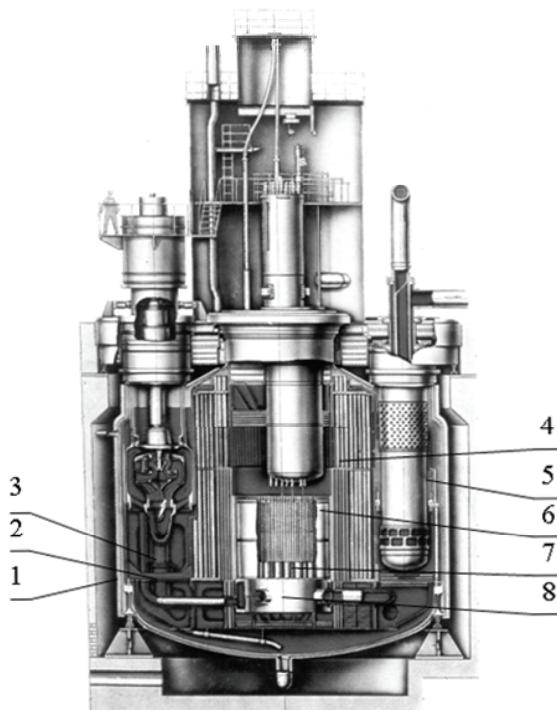


Рис. 2. «Критические» незаменяемые элементы реактора БН-600: 1 – корпус; 2 – опорный пояс; 3 – блок напорного трубопровода; 4 – трубы боковой защиты; 5 – опора теплообменника; 6 – подпорка; 7 – коллекторы; 8 – напорная камера

ратуры (до 530°C) и градиентов температуры по высоте и толщине верхней несущей обечайки подпорки данная конструкция подвергается наиболее интенсивному нейтронному облучению (до $\sim 10^{23}$ н/см² с $E > 0,1$ МэВ за 45 лет эксплуатации), существенно меняющемуся по высоте и окружности обечайки. Максимальные уровни нейтронного облучения и температур на коллекторах (до $\sim 10^{22}$ н/см² с $E > 0,1$ МэВ за 45 лет эксплуатации и 385°C) существенно ниже, чем в подпорке а.з.

Опоры теплообменников и трубы боковой защиты в районе перелива натрия работают в области повышенных температур (до 540°C) и температурных пульсаций.

Корпус реактора подвержен относительно низкодозовому облучению с температурами не выше 450°C; основным нагружающим фактором для него являются весовые нагрузки и температурные градиенты. Максимальное избыточное давление в корпусе реактора сравнительно невелико – 0,14 МПа.

Напорная камера и блок напорного трубопровода эксплуатируются под давлением 0,8 МПа при уровне температур до 380°C в условиях циклического нагружения и температурных пульсаций (для напорной камеры).

Температурным пульсациям подвержен и опорный пояс, имеющий температуру не выше 450°C и воспринимающий также весовые нагрузки со стороны размещенного на нем оборудования.

Модель эксплуатации оборудования на период продления срока службы сформирована на основе фактического количества режимов эксплуатации реактора БН-600 и прогноза их дальнейшей реализации.

Перечень режимов нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и количество режимов, формирующих циклы теплосмен, учитываемые в

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

обосновании работоспособности оборудования реактора БН-600 при продлении его эксплуатации до 45-ти лет, представлены в табл. 1.

Анализ проектной и фактической моделей эксплуатации реактора БН-600 показал, что фактическое количество режимов существенно меньше принятого в проекте. При этом для расчетов прочности незаменяемого оборудования реактора БН-600 при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет прогнозируемое количество режимов, образующих циклы, было принято путем экстраполяции с некоторым запасом имевшихся на 2006 г. фактических данных.

Таблица 1

Режим работы реактора	Количество режимов		
	Проект на 30 лет	Фактическое за 1980–2009 гг.	Прогнозируемое за 45 лет до 2025 г.
Изменения мощности реактора в пределах 25–100% $N_{\text{ном}}$ со скоростью изменения температуры на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	Не оценивается		
Останов реактора со скоростью изменения температуры на выходе из реактора не более 30°C/ч с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	150	78	170*
Срабатывание быстрой аварийной защиты (БАЗ) реактора на уровне мощности реактора 30% $N_{\text{ном}}$ с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	200	24	60*
Пуск блока после останова или БАЗ со скоростью изменения температуры натрия на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	350	112	230*
Отключение петли теплообмена на уровне мощности реактора 30% $N_{\text{ном}}$ в том числе на одну петлю	250 120	74 32	220* 85*
Подключение неработающей петли на уровне мощности реактора до 35% $N_{\text{ном}}$ при двух других работающих петлях, в том числе на одну петлю	200 100	50 22	160* 80*

* Принято консервативно для расчетов прочности оборудования

РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600

По результатам анализа условий эксплуатации «критических» незаменяемых элементов реактора БН-600 и предварительных расчетных оценок их напряженного состояния были установлены механизмы старения, определяющие работоспособность этих элементов:

- радиационные распухание и ползучесть;
- радиационное охрупчивание;
- малоцикловая термоусталость при нестационарной упругопластической деформации;
- многоцикловая термоусталость;

- термическая нестационарная ползучесть;
- развитие постулируемых технологических или образовавшихся в процессе эксплуатации трещиноподобных дефектов.

ЦНИИ КМ «Прометей» проведен комплекс материаловедческих исследований физико-механических характеристик основного конструкционного материала реактора БН-600 – аустенитных сталей типа X18H9 – с учетом температурно-силового воздействия и нейтронного облучения на материал для временной базы до $3 \cdot 10^5$ часов.

На основе исследований, проведенных на натурных деталях реакторов БР-10 и БОР-60, пакете-имитаторе реактора БН-600, а также в результате обобщения имеющихся данных по механическим свойствам зарубежных аустенитных сталей типа 304 были получены расчетные температурно-дозовые зависимости по кратковременным свойствам основного металла сталей типа X18H9 и металла сварного шва в диапазоне флюенсов нейтронов от 0 до 10^{23} см^{-2} , температур облучения и испытания от 20 до 650°C : предела текучести, предела прочности, критической деформации разрушения с построением диаграмм деформирования [4].

В результате проведения дополнительных исследований радиационного распухания натурного металла в реакторе БН-600 и на основе имеющихся данных по характеристикам радиационного распухания зарубежных аустенитных сталей типа 304 сформирована экспериментальная база по распуханию сталей типа X18H9 при различных флюенсах и температурах облучения, включающая в себя более 500 экспериментальных точек. Эти данные послужили основой для выполнения исследований физических механизмов и основных факторов, влияющих на распухание аустенитных сталей, к которым отнесены повреждающая доза (флюэнс нейтронов), температура облучения, скорость создания повреждений, напряжение, пластическая деформация [5].

Проведено обобщение экспериментальных данных по ползучести, длительной прочности и пластичности аустенитных материалов в исходном состоянии и сформулированы уравнения ползучести с учетом нейтронного облучения при различных температурах. Показано, что при температурах $T < 500^\circ\text{C}$ основной вклад в общую ползучесть вносит радиационная составляющая ползучести, которая линейно зависит от скорости свободного распухания, флакса нейтронов и напряжения и слабо зависит от температуры. При температуре, превышающей 500°C , вклад в общую ползучесть начинает вносить термоактивированная составляющая, и зависимость от напряжений становится нелинейной. На основании полученных данных определены параметры уравнений ползучести сталей типа X18H9 при воздействии нейтронного потока.

На основе уравнений ползучести и разработанной физико-механической модели, описывающей межзеренное разрушение материалов [6], спрогнозированы кривые длительной прочности аустенитных материалов при различных температурах как в исходном состоянии, так и при нейтронном облучении [7]. Учитывая, что в незаменимых элементах реактора БН-600 могут возникать неравномерные поля напряжений и деформаций с параметрами жесткости, отличными от одноосного нагружения, для выполнения расчетов прочности получены нормативные (с коэффициентами запаса) зависимости длительной прочности при различных фланцах нейтронов до $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) в температурном интервале $450\text{--}650^\circ\text{C}$ для двухосного напряженного состояния, характерного для потенциально возможных узлов зарождения трещин – на поверхности элементов.

В рамках выполненных исследований разработан метод прогнозирования сопротивления разрушению материала при циклическом нагружении [8]. Данный

метод согласуется с основными рекомендациями отраслевых норм [2], но значительно расширяет возможности прогноза. Так, метод позволяет учитывать влияние скорости деформирования, флакса нейтронов и деградации свойств материала за счет влияния облучения и термического старения на сопротивление усталостному разрушению. Разработанный метод был верифицирован применительно к аустенитным материалам, испытанным при различных температурах, дозах и температурах облучения. Получены нормативные (с коэффициентами запаса) кривые усталости сталей типа X18H9 – для основного металла и металла шва. При этом нормативные кривые усталости для металла шва приняты ниже на 30% по допустимому размаху деформаций по сравнению с основным металлом.

В результате проведенных экспериментальных исследований по кинетике трещин в облученных аустенитных материалах реакторов БН, включая испытания натурного металла, сформирована база данных по кинетике трещин и предложены расчетные зависимости, позволяющие рассчитывать скорость роста усталостной трещины в сталях типа X18H9 при различных температурах и дозах облучения. Также по результатам экспериментальных исследований натурного металла элементов реактора БН-600 определена зависимость от температуры и асимметрии цикла нагружения порогового значения размаха коэффициента интенсивности напряжений сталей типа X18H9, ниже которого усталостная трещина прекращает свое развитие.

На основе обобщения имеющихся данных по кинетике трещины при ползучести в аустенитных материалах в [9] показано, что существует хорошая корреляция между скоростью роста трещины при ползучести и C^* -интегралом, характеризующим удельную работу деформации ползучести. Для прогнозирования скорости роста трещины в условиях ползучести и нейтронного облучения предложен инженерный метод, который базируется на физико-механической модели межзеренного разрушения, когда скорость роста трещины увеличивается за счет влияния скорости облучения (флакса нейтронов) и уровня облучения (флюенса). Получены параметры зависимости скорости роста трещины за счет ползучести с учетом влияния облучения.

На основе экспериментальных исследований статической трещиностойкости аустенитных материалов, в том числе материала пакета-имитатора реактора БН-600, сформирована база данных по статической трещиностойкости аустенитных материалов и их сварных швов, облученных различными повреждающими дозами при различных температурах облучения и испытанных в широком диапазоне температур. С помощью модели вязкого разрушения, основанной на деформационном критерии, созданы прогнозные зависимости вязкости разрушения (статической трещиностойкости) аустенитных сталей от флюенса нейтронов, температуры облучения и текущей температуры.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ОБОСНОВАНИЮ РАБОТОСПОСОБНОСТИ НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА ТИПА БН ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

Для анализа прочности и обоснования работоспособности основных элементов реактора типа БН на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы РУ были разработаны процедуры расчета по различным предельным состояниям.

1. «Зарождение трещины при циклическом нагружении по механизму усталости» (для элементов с температурой $T \geq 450^\circ\text{C}$), при реализации которого суммарное за рассматриваемый период усталостное повреждение в различных режимах

эксплуатации в какой-либо зоне элемента достигает допустимого значения, равного единице. Усталостное повреждение определяется с использованием кривых усталости в зависимости от температуры и флюенса.

Также предложена процедура формирования циклов при сложном нагружении.

2. «Зарождение трещины при длительном статическом и циклическом нагружениях при ползучести и усталости» (для элементов с температурой $T > 450^{\circ}\text{C}$), при реализации которых совместное усталостное и длительное повреждение за рассматриваемый период эксплуатации в какой-либо зоне элемента достигает допустимого значения, определяемого по билинейной кривой с минимальными значениями повреждений (0,3;0,3). При этом усталостное повреждение за рассматриваемый период эксплуатации определяется с использованием кривых усталости, зависящих не только от текущей температуры и накопленного флюенса нейтронов, но и от флакса нейтронов и средней скорости деформации в цикле.

3. «Достижение трещиноподобным дефектом критического размера», при котором в какой-либо зоне элемента на каком-либо проектном режиме перестают выполняться условия прочности по критерию инициации нестабильного развития трещины или происходит потеря герметичности элементов, представляющих собой сосуды давления и трубопроводы.

Для расчета развития трещины при ползучести разработана процедура расчета референсного (приведенного) напряжения, по которому вычисляется значение C^* -интеграла.

Также предложена процедура расчета референсного (приведенного) напряжения, используемого для анализа герметичности.

4. «Достижение предельного формоизменения элемента конструкции», которое за рассматриваемый период эксплуатации не достигается, если изменение геометрических размеров элемента меньше допустимых значений, при достижении которых нарушается нормальное функционирование его или соседних с ним элементов. Расчет изменения геометрических размеров элемента проводится посредством решения термовязкоупругопластической задачи с учетом радиационного распухания.

Также сформулированы определяющие уравнения для расчета термоупруговязкопластических задач методом конечных элементов (МКЭ) [10].

Указанные выше результаты материаловедческих исследований и методические расчетные процедуры легли в основу нормативного руководящего документа (РД) «Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» [3], применяемого на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы РУ. Разработанный РД одобрен Ростехнадзором и введен в действие концерном «Росэнергоатом» в мае 2007 г.

На основе моделей нелинейного деформирования материала, накопления повреждений и развития трещин, представленных в РД, разработаны программные средства для расчетов с учетом влияния облучения. Проведена апробация положений РД с применением разработанных программных средств.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ КОРПУСА И НЕЗАМЕНЯЕМЫХ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600 ПРИ ПРОДЛЕНИИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РУ ДО 45-ТИ ЛЕТ

Положения разработанного РД [3] использовались ОКБМ при обосновании работоспособности «критических» незаменяемых элементов реактора БН-600 на срок эксплуатации 45 лет.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

На первом этапе выполнялись расчеты пространственных нейтронных и температурных полей в незаменяемых элементах реактора БН-600 с учетом фактической и прогнозируемой моделей эксплуатации.

Далее были проведены расчеты НДС «критических» незаменяемых элементов реактора с учетом нелинейного деформирования конструкционного материала и влияния облучения в различных режимах эксплуатации [11] с использованием разработанных и адаптированных программных средств.

В таблице 2 представлены условия эксплуатации, основные механизмы накопления повреждений и результаты оценок прочности корпуса и незаменяемых внутрикорпусных элементов реактора БН-600.

Таблица 2

Наименование элемента	Максимальная температура, °C	Максимальный флюенс нейtronов за 45 лет ($E > 0,1 \text{ МэВ}$), см ⁻²	Основной механизм накопления повреждений	Возможность зарождения трещин (развитие трещин до критических размеров)
Корпус	450	$2,5 \cdot 10^{18}$	МЦУ*	Нет (нет)
Напорная камера	370	$6 \cdot 10^{19}$	МЦУ, МнЦУ**	Нет (нет)
Подпорка	530	$\sim 10^{23}$	Распухание, ползучесть, охрупчивание, МЦУ	Есть (нет)
Коллекторы	385	$\sim 10^{22}$	Охрупчивание, МЦУ	Нет (нет)
Опорный пояс	450	$< 10^{18}$	МЦУ, МнЦУ	Нет (нет)
Блок напорного трубопровода	375	$< 10^{18}$	МЦУ	Нет (нет)
Опора ПТО	540	10^{18}	МнЦУ, ползучесть,	Есть (нет)
Трубы боковой защиты	540	$4 \cdot 10^{19}$	МнЦУ, ползучесть	Нет (нет)

* МЦУ – малоцикловая усталость

** МнЦУ – многоцикловая усталость

По условиям нейтронного облучения существенное радиационное повреждение ожидается только для одного из незаменяемых элементов – подпорки, ограничивающей массив сборок активной зоны. Оно обусловлено прогнозируемым заметным необратимым формоизменением ее верхней несущей обечайки, расположенной напротив центра а.з., вследствие неравномерного по объему обечайки радиационного распухания и ползучести материала при эксплуатации в течение 45-ти лет. На рисунке 3 представлено расчетное формоизменение несущей обечайки подпорки после 45-ти лет эксплуатации, полученное с использованием разработанной программы UMB ВК УПАКС, использующей МКЭ и учитывающей влияние облучения на нелинейное деформирование материала [12]. Наибольшие размерные изменения происходят в районе элеваторной выгородки, где накапливается наибольший флюенс нейтронов.

Проведенный анализ необратимого изменения характерных размеров несущей обечайки подпорки вследствие радиационно-термического воздействия в течение 45-ти лет эксплуатации реактора БН-600 (максимальное увеличение высоты – на

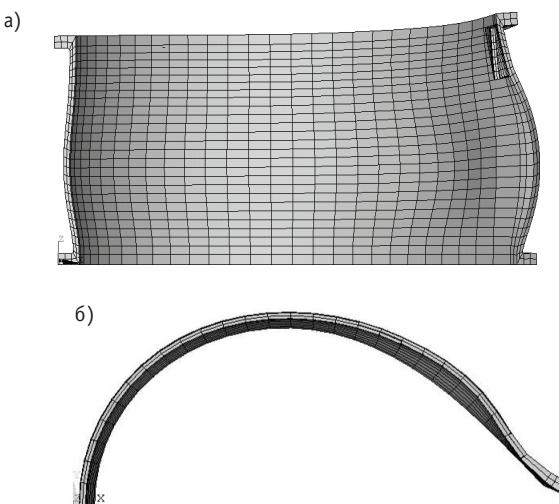


Рис. 3. Формоизменение верхней несущей обечайки подпорки после 45-ти лет эксплуатации (масштаб перемещений увеличен в 20 раз): а) – вид сбоку; б) – вид сверху на сечение с максимальным распуханием

21 мм, диаметра в направлении элеваторной выгородки – на 62 мм, уменьшение диаметра в перпендикулярном направлении – не более чем на 9 мм и др.) показал, что оно не приведет к потере работоспособности оборудования, связанного с подпоркой: сборок активной зоны, элеваторов загрузки-выгрузки и механизма перегрузки.

Оценки циклической и длительной повреждаемости в незаменяемых элементах реактора БН-600 с использованием РД [3], проведенные по результатам анализа НДС, показали, что в течение 45-ти лет эксплуатации не исключено зарождение трещин в

- верхней несущей обечайке подпорки (в зоне повышенных температур под опорами элеваторов) за счет ползучести в условиях нейтронного облучения;
- опорах элеваторов (в основании выреза под направляющую трубу) за счет малоцикловой усталости в условиях нейтронного облучения;
- опоре теплообменника отключенной петли (в районе нижней части входных окон) при значительных термопульсациях в режиме работы на двух петлях за счет многоцикловой усталости.

В остальных незаменяемых элементах реактора БН-600 накапливаемые за 45 лет повреждения получаются существенно ниже допускаемых значений, и зарождения трещин не ожидается.

Расчеты роста постулированных трещин, зарождающихся в процессе эксплуатации или развивающихся из технологических дефектов, локализованных в сварных соединениях, проведенные для незаменяемых элементов с использованием РД [3], показали, что эти трещины не достигают своих критических размеров в течение 45-ти лет эксплуатации реактора БН-600.

Таким образом, согласно результатам выполненных исследований, работоспособность незаменяемых элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

ОКБМ совместно с ЦНИИ КМ «Прометей» проведены материаловедческие, методические и расчетные исследования по обоснованию работоспособности корпуса и незаменяемых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 при продле-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

ний проектного срока эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС до 45-ти лет.

Актуальность задачи продления назначенного срока эксплуатации, конструктивные особенности и специфические условия нагружения незаменяемых элементов реактора БН-600 обусловили необходимость проведения методических и материаловедческих исследований, направленных на разработку процедур и методов расчета прочности и долговечности элементов конструкций с дефектами, подверженных воздействию высоких температур и интенсивного облучения, а также на получение служебных характеристик конструкционного материала с учетом их деградации под влиянием высоких температур на базе не менее $3 \cdot 10^5$ часов и интенсивного нейтронного облучения.

В рамках методических исследований разработаны необходимые процедуры и методы расчета прочности основных элементов реактора БН на стадиях эксплуатации и продления назначенного срока службы.

Для эффективного применения разработанных методов проведены дополнительные материаловедческие исследования основного конструкционного материала реактора БН-600 – стали типа X18H9. В результате получены зависимости ее радиационного распухания, радиационно-термической ползучести и пластического деформирования с учетом влияния облучения. Уточнены ранее использованные и получены новые нормативные (с коэффициентами запаса) зависимости для усталости, длительной прочности, статической, циклической и длительной трещиностойкости с учетом влияния облучения.

Результаты методических разработок и материаловедческих исследований легли в основу нормативного РД «Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем», одобренного Ростехнадзором и введенного в действие концерном «Росэнергоатом» в мае 2007 г.

Положения разработанного РД использованы при обосновании работоспособности незаменяемых «критических» элементов реактора БН-600 при продлении срока его эксплуатации до 45-ти лет.

Результаты выполненных работ показали, что работоспособность корпуса и незаменяемых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 в течение 45-ти лет эксплуатации обеспечивается.

С учетом результатов выполненного обоснования приняты решения о продлении срока службы и условиях дальнейшей эксплуатации корпуса и незаменяемого внутриреакторного оборудования реактора БН-600 в составе блока № 3 Белоярской АЭС. Получена лицензия Ростехнадзора на право эксплуатации ядерной установки энергоблока №3 Белоярской АЭС до 31 марта 2020г.

Литература

1. Vasiliev B.A., Vilensky O.Yu., Kaidalov V.B., Lysov V.A. Results of preliminary analysis of the state of BN-600 reactor non-replaceable structural elements for prolonging reactor service life/ Proceedings of the Ninth International Conference on material issues in design, manufacturing and operation of nuclear power plants equipment (Pushkin-Saint-Petersburg, 6-8 June 2006). – P. 229-236.
2. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
3. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем РД Э0 1.1.2.09.0714-2007. М. – С-Пб. – 2007. – 181с.
4. Курсевич И.П., Марголин Б.З., Прокошев О.Ю., Кохонов В.И. Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении: влияние различных факторов//Вопросы материаловедения. – 2006. – № 4 (49). – С. 55-69.

5. *Васина Н.К., Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П.* Радиационное распускание аустенитных сталей: влияние различных факторов//Вопросы материаловедения. -2006. – № 4 (48). – С. 69-89.
6. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П., Бучатский А.А.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 1. Физико-механическая модель//Проблемы прочности. – 2006. – № 3. – С. 5-22.
7. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П., Бучатский А.А.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 2. Прогнозирование длительной прочности//Проблемы прочности. – 2006. – № 5. – С. 5-16.
8. *Марголин Б.З., Бучатский А.А., Гуленко А.Г.* Новый метод прогнозирования сопротивления циклическому нагружению при вязкоупругопластическом деформировании и нейтронном облучении материала//Проблемы прочности. – 2008. – № 6. – С. 5-24.
9. *Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Бучатский А.А., Балакин С.М.* Моделирование разрушения материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения. Сообщение 3. Прогнозирование скорости роста трещины в аустенитных материалах //Проблемы прочности. – 2006. – № 6. – С. 5-16.
10. *Васильев Б.А., Виленский О.Ю., Кайдалов В.Б., Петрунин В.В., Марголин Б.З., Капустин С.А.* Численные исследования напряженно-деформированного состояния и поврежденности сварных конструкций из аустенитных нержавеющих сталей в условиях интенсивного нейтронного облучения/Труды научно-практической конференции «Прочность и долговечность конструкций в тепловой и атомной энергетике» (Санкт-Петербург, 25-27 сентября 2007 г.). – С. 151-166.
11. *Капустин С.А., Горюхов В.А., Виленский О.Ю., Кайдалов В.Б., Марголин Б.З., Бучатский А.А.* Моделирование напряженно-деформированного состояния конструкций из нержавеющих сталей, эксплуатирующихся в условиях интенсивных терморадиационных воздействий/Проблемы прочности и пластичности: Межвузовский сборник. – Н. Новгород. – 2007. Вып. 69. – С. 106-116.
12. *Vasiliev B.A., Vilensky O.Yu., Kaidalov V.B., Kapoustin S.A., Margolin B.Z.* Development of calculation technique for BN-600 reflector strength and deformation analysis/Proceedings of the Ninth International Conference on material issues in design, manufacturing and operation of nuclear power plants equipment (Pushkin-Saint-Petersburg, 6-8 June 2006). – P. 217-228.

Поступила в редакцию 14.10.2011

УДК 621.039.5

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ЗАМЕНЯЕМОГО ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600 ДО 45-ти ЛЕТ

**Б.А. Васильев, А.В. Тимофеев, М.А. Любимов, В.В. Гладков,
В.Б. Кайдалов**
ОАО «ОКБМАФИКАНТОВ», г. Н. Новгород, Россия



ОКБМ совместно с ЦНИИ КМ «Прометей» и Белоярской АЭС проведены работы по обоснованию и обеспечению работоспособности заменяемого оборудования реактора БН-600 при продлении проектного срока эксплуатации. Результаты выполненных работ показали, что работоспособность заменяемого оборудования обеспечивается в течение 45-ти лет эксплуатации.

Ключевые слова: внутрикорпусные устройства, заменяемое оборудование, ресурсные характеристики.

Key words: in-vessel components, replaceable equipment, lifetime characteristics.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторная установка на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 была введена в эксплуатацию в апреле 1980 г. в составе энергоблока №3 Белоярской АЭС. В связи с истечением в 2010 г. установленного проектом срока эксплуатации энергоблока №3 с РУ БН-600 (30 лет) актуальным было решение задачи продления его проектного срока эксплуатации.

Работы по оценке возможности продления срока эксплуатации энергоблока с РУ БН-600 были инициированы Белоярской АЭС в 1998 г. Важным направлением этих работ была оценка возможности продления до 45-ти лет срока эксплуатации заменяемого оборудования РУ БН-600, разработанного ОКБМ, с учетом техобслуживания, ремонта и замены его отдельных деталей.

КЛАССИФИКАЦИЯ ЗАМЕНЯЕМОГО ОБОРУДОВАНИЯ РУ БН-600

Заменяемое реакторное и внераекторное оборудование РУ БН-600, разработанное ОКБМ, можно разделить на две группы. К первой из них относится оборудование, процессы техобслуживания, ремонта и замены которого освоены, и на них не требуется больших материальных и временных затрат:

- исполнительные механизмы СУЗ;

© *Б.А. Васильев, А.В. Тимофеев, М.А. Любимов, В.В. Гладков, В.Б. Кайдалов, 2011*

- подвески ионизационных камер и счетчиков;
- главные циркуляционные насосы первого и второго контуров;
- механизм перегрузки;
- механизм передачи пакетов передаточного и обмывочного боксов.

Ко второй группе относится оборудование, процессы ремонта или замены которого связаны с относительно длительным (порядка нескольких месяцев) про-
стоеем реактора и значительными материальными затратами:

- поворотная пробка;
- центральная поворотная колонна;
- промежуточный теплообменник;
- элеваторы загрузки-выгрузки;
- фильтры-ловушки системы очистки натрия.

На рисунках 1–3 показаны заменяемое реакторное и внеreakторное оборудование РУ.

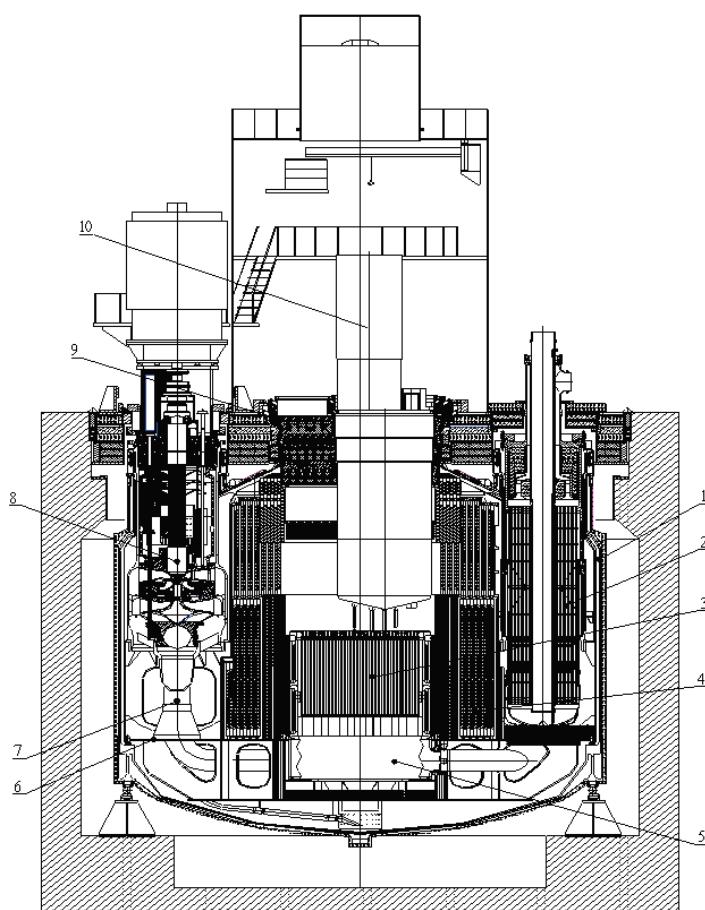


Рис. 1. Реактор БН-600: 1 – корпус реактора; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – активная зона; 4 – внутрибаковая защита; 5 – напорная камера; 6 – опорный пояс; 7 – напорный трубопровод; 8 – ГЦН-1; 9 – поворотная пробка с ЦПК; 10 – ИМ СУЗ

УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ЗАМЕНЯЕМОГО ОБОРУДОВАНИЯ

При подготовке к обоснованию работоспособности заменяемого оборудования РУ БН-600, разработанного ОКБМ, для продления его срока эксплуатации для

каждого вида заменяемого оборудования были разработаны

- методики оценки технического состояния и остаточного ресурса;
- расчеты на прочность;
- отчеты по оценке технического состояния и остаточного ресурса;
- заключения о возможности дальнейшей эксплуатации.

Расчетный анализ по обеспечению работоспособности заменяемого оборудования проводился с учетом принятых режимов эксплуатации РУ (табл. 1).

Анализ проектной и фактической моделей эксплуатации реактора БН-600 показывает, что фактическое количество режимов существенно меньше принятого в проекте.

Исполнительные механизмы СУЗ

В результате проведенных ОКБМ и ЦНИИ КМ «Прометей» экспериментальных и расчетных работ установлено, что элементами, определяющими ресурс ИМ СУЗ, являются нижние части штанг и лапки захватов, работающие в среде теплоносителя в условиях высоких температур (до 580°C), температурных пульсаций (с размахом 7,9°C на частоте 0,5 Гц) и жесткого нейтронного облучения – до $0,5 \cdot 10^{22}$ н/см², Е > 0,1 МэВ за 30 лет.

Для верхних частей ИМ СУЗ (сервоприводов) фактором, определяющим ресурс, является старение электроизоляционных материалов обмоток электрооборудования (электродвигателей, сельсинов, конечных выключателей, электромагнитных муфт и др.).

Назначенный срок службы ИМ СУЗ составляет 30 лет исходя из установленного ресурса нижней части (пробка со штангой) 140 тыс. ч и обеспечения ее плановой замены и установленного ресурса сервопривода 240 тыс. ч.

Контроль технического состояния ИМ СУЗ в процессе эксплуатации производится на остановленном реакторе во время технического обслуживания и при сцеплении-расцеплении со стержнями (рабочими органами), а также при установке новых механизмов. Объем проверяемых параметров при контроле технического состояния определяется программой. Дополнительно во время каждой перегрузки реактора проводится обследование вибрационного состояния ИМ СУЗ.

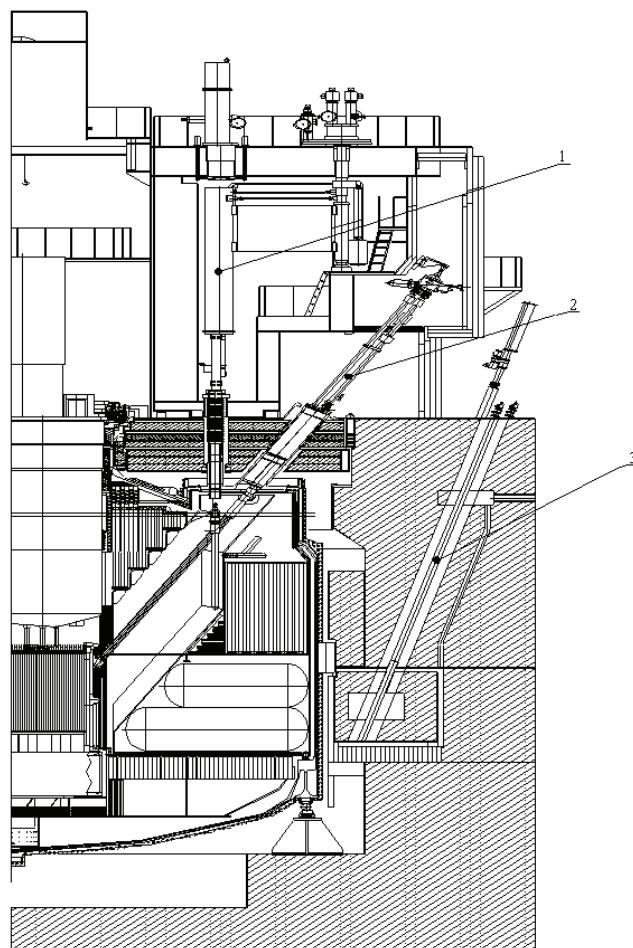


Рис. 2. Реактор БН-600: 1 – механизм передачи сборок передаточного бокса; 2 – элеватор; 3 – подвески ионизационных камер и счетчиков

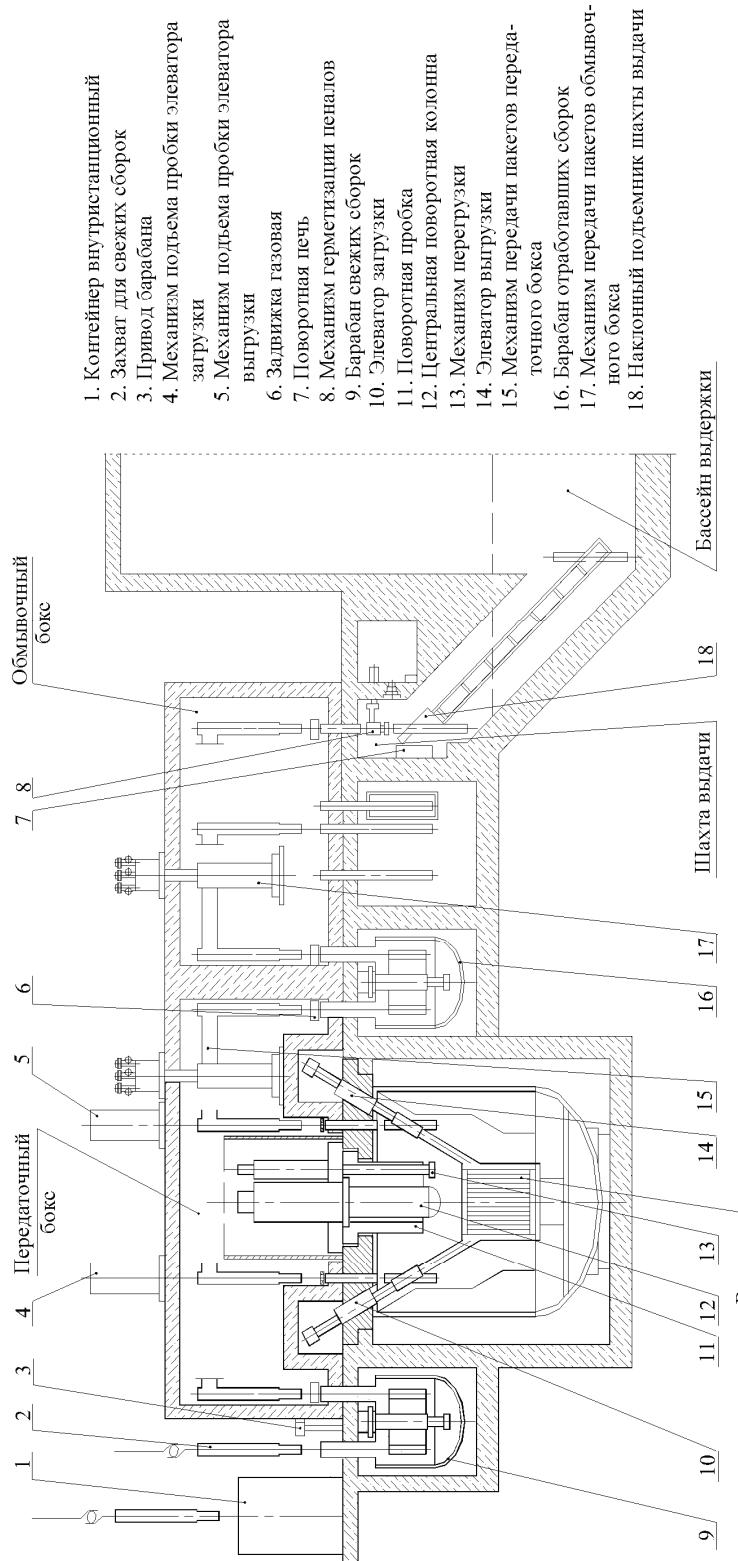


Рис. 3. Комплекс механизмов перегрузки реактора БН-600 (структурная схема)

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

Таблица 1

Режим работы реактора	Количество циклов		
	Проект на 30 лет	Фактическое за 1980–2009 гг.	Прогнозируемое за 45 лет до 2025 г.
Изменения мощности реактора в пределах 25–100% $N_{\text{ном}}$ со скоростью изменения температуры на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	Не оценивается		
Останов реактора со скоростью изменения температуры на выходе из реактора не более 30°C/ч с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	150	78	170*
Срабатывание быстрой аварийной защиты (БАЗ) реактора с расхолаживанием до температуры натрия в баке реактора 220–300°C	200	24	60*
Пуск блока после останова или БАЗ со скоростью изменения температуры натрия на выходе из активной зоны не более 30°C/ч	350	112	230*
Отключение петли теплообмена на уровне мощности реактора 30% $N_{\text{ном}}$, в том числе на петлю	250 120	74 32	220* 85*
Подключение неработающей петли на уровне мощности реактора до 35% $N_{\text{ном}}$, при двух других работающих петлях, в том числе на петлю	200 100	50 22	160* 80*

* Принято консервативно для расчетов прочности оборудования

По результатам проведенных работ было определено, что с учетом наличия необходимого количества ЗИП по ИМ СУЗ имеется возможность обеспечения эксплуатации ИМ СУЗ РУ БН-600 до 2025 г.

Подвески ионизационных камер и счетчиков

Для контроля нейтронного потока РУ БН-600 в эксплуатации на БАЭС находятся 16 рабочих подвесок ИК с камерами КНК 15-1 и четыре подвески счетчиков СНМ 18-1.

Контроль технического состояния подвесок проводится ежегодно в соответствии с методикой контроля технического состояния. За весь период эксплуатации с февраля 1980 г. и до настоящего времени отказов и повреждений подвесок не было.

Изначально назначенный ресурс подвесок ИК и механизмов перемещения счетчиков был установлен 70000 ч., а назначенный срок службы – 10 лет.

Блок детектирования со счетчиками нейтронов СНМ18-1 в комплект поставки подвески счетчика не входит, а приобретается и устанавливается в механизм перемещения счетчика службой эксплуатации БАЭС.

За время эксплуатации по результатам контроля технического состояния срок службы и ресурс подвесок неоднократно продлевались. В соответствии с техническим решением от 2009 г. срок службы подвесок и механизмов перемещения счетчиков продлен до 30.10.2012г. В настоящее время идет изготовление нового

комплекта подвесок ИК и двух механизмов перемещения счетчиков со сроком поставки в 2012 г.

Таким образом, с учетом необходимого количества ЗИП имеется возможность эксплуатации РУ БН-600 до 2025 г.

Главные циркуляционные насосы

Главный циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1) работает при температуре натрия, равной 380°C (320°C для ГЦН-2). Давление аргона в газовой полости ГЦН-1 составляет величину 0,04 МПа (для ГЦН-2 0,2 МПа). Основными нагрузками, влияющими на работоспособность ГЦН, являются циклические изменения давления теплоносителя, температуры, крутящего момента во время пуска и останова насосов. Статическая прочность элементов насосов обеспечивается по всем категориям напряжений в условиях нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации

Основным фактором, ограничивающим работоспособность ГЦН-1, является кавитационно-эррозионный износ лопастей рабочего колеса, поэтому периодически требуется их замена.

Обязательными условиями обеспечения 45-летнего срока службы ГЦН являются техническое обслуживание, постоянный контроль за работой ГЦН и своевременное изготовление запасных частей взамен выработавших свой ресурс или вышедших из строя узлов. Перечень контролируемых параметров определен инструкциями по эксплуатации реактора и ГЦН. Периодичность и содержание контроля технического состояния ГЦН в процессе эксплуатации, технического освидетельствования, оценки состояния основного металла и сварных соединений отражены в методике контроля технического состояния ГЦН.

Руководство по ремонту ГЦН определяет периодичность и содержание видов ремонтов ГЦН, приурочиваемых к двум ежегодным ППР третьего блока БАЭС:

- капитальные, связанные с извлечением из контуров выемных частей, выработавших назначенный ресурс (57000 ч для ГЦН-1 и 125000 ч для ГЦН-2) и заменой их на заранее подготовленные запасные;
- средние – через 25000 ч замены по той же причине уплотнений вала ГЦН, требующие обязательного демонтажа электродвигателя;
- текущие, не требующие демонтажа электродвигателя.

Для ГЦН БН-600 периодически изготавливаются вновь

- комплекты резинотехнических изделий, используемых в качестве уплотняющих деталей в уплотнениях вала и подшипниках;
- рабочие колеса для ГЦН-1, кавитационно-эррозионный износ лопастей которых ограничивает срок их эксплуатации – 57000 ч.

С учетом запланированного изготовления указанных заменяемых деталей обеспечивается работа ГЦН-1 и ГЦН-2 при сроке службы РУ БН-600 45 лет.

Оборудование комплекса механизмов перегрузки

В состав комплекса механизмов перегрузки реактора БН-600 входят поворотная пробка (ППр), центральная поворотная колонна (ЦПК), два механизма перегрузки (МП), элеваторы загрузки и выгрузки (ЭЗ и ЭВ), механизмы передачи пакетов передаточного и обмывочного боксов (МПП ПБ и МПП ОБ), барабаны свежих и отработавших сборок (БСС, БОС).

Структурная схема комплекса механизмов перегрузки приведена на рис. 3.

В 2004 г. ОКБМ выполнило предварительную оценку работоспособности заменяемого оборудования при продлении срока его эксплуатации.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

Проведенный анализ показал, что при условии выполнения регламентного техобслуживания и замен состояния заменяемого оборудования позволяет продлить его эксплуатацию до 45-ти лет.

С учетом опыта эксплуатации в настоящее время сложился определенный объем мероприятий по обслуживанию перегрузочного оборудования, направленный на обеспечение его работоспособности при продленном сроке эксплуатации до 45-ти лет:

- контроль технического состояния (работы по проверке состояния оборудования перед началом каждой перегрузки);
- ежесменный контроль (работы по проверке состояния оборудования перед началом каждой смены в процессе перегрузки реактора);
- плановые работы по текущему и среднему ремонту, целью которых является восстановление работоспособности оборудования путем его замены или замены узлов, выработавших свой ресурс.

Поворотная пробка

Внутренняя полость верхней части ППр эксплуатируется в атмосфере аргона с температурой до 150°C, с внешней стороны верхней плиты находится воздух с температурой до 45°C. Средняя часть поворотной пробки эксплуатируется в среде аргона с температурой до ~450°C. Нижняя часть ППр работает в среде натрия при температуре до ~550°C.

Наиболее важной составной частью ППр, от состояния которой зависит возможность продления ее срока службы, является средняя часть пробки.

По поворотным пробкам (ППр и ЦПК) в первые годы эксплуатации основные отказы были связаны с незначительным нарушением герметичности уплотнения гидрозатворов (наличие грязи в сплаве гидрозатвора) и дублирующего уплотнения. Введенный и впоследствии установившийся регламент очистки гидрозатворов позволил устранить данную проблему.

Начиная с 1990 г. наблюдалось увеличение усилия (в 3–4 раза) на ручном приводе вращения при «расхаживании» ППр. В соответствии с ранее выработанным регламентом «расхаживание» изначально выполняется от ручных приводов. В дальнейшем процесс вращения производится от электродвигателя. Такой режим «расхаживания» ППр осуществляется по настоящее время.

Поскольку шаровой погон ППр расположен примерно на одной отметке с шаровым погоном ЦПК, то увеличение усилия на ручном приводе ППр при ее «расхаживании» можно объяснить образованием в районе шарового погона ППр отложений натрия и его окислов, аналогично отложениям, образовавшимся на ЦПК. В начальный период «расхаживания» происходит выдавливание отложений натрия с беговой дорожки шарового погона и после этого сопротивление вращению ППр снижается. Перегрузки проходят без серьезных замечаний по вращению ППр.

Других факторов, ограничивающих ресурс ППр за время эксплуатации, не выявлено.

Наиболее напряженной зоной ППр, с точки зрения прочности, является ее средняя часть. Анализ напряженно-деформированного состояния с учетом действующих нагрузок и оценка повреждения конструкции средней части ППр за 45 лет эксплуатации показали, что максимальная циклическая расчетная величина суммарного повреждения составит величину, не превышающую допускаемого значения $[a] = 1,0$.

По результатам проведенных работ с учетом наличия ЗИП (комплект дублирующих уплотнений, комплекты резинотехнических изделий для приводов и др.) было определено, что имеется возможность эксплуатации поворотной пробки до 2025 г.

Центральная поворотная колонна

Средняя и нижняя части центральной поворотной колонны (ЦПК) с направляющими трубами работают в среде теплоносителя при температуре до $\sim 550^{\circ}\text{C}$. Верхняя часть колонны эксплуатируется, с одной стороны, в атмосфере аргона с температурой до 450°C , с другой стороны (со стороны верхней плиты колонны), в атмосфере воздуха с температурой до 45°C .

Наиболее важными составными частями ЦПК, от состояния которых зависит возможность продления ее срока службы, являются верхняя (герметичная), средняя и нижняя части колонны.

Начиная с конца 1990 г. наблюдались затруднения при вращении ЦПК.

В 1998 г. для устранения причины повышения крутящего момента и «затираний» ЦПК при ее вращении была проведена уникальная ремонтная операция с подъемом ЦПК, которая обеспечила восстановление ее работоспособности. В процессе обследования ЦПК после нарушения ее работоспособности было установлено, что обечайка верхней части ЦПК имеет выпуклость, приведшую к «затиранию» при вращении ЦПК, которая была устранена путем удаления наружного слоя металла с деформированной части обечайки.

В зоне расположения шаровых погон были обнаружены отложения натрия и его окислов, которые, по возможности, максимально были удалены. Также были заменены шаровые опоры ЦПК (шары и сепараторы).

После ремонта перегрузки ТВС проходили без серьезных замечаний по вращению колонны. Других факторов, ограничивающих ресурс ЦПК за время эксплуатации, не выявлено.

Для оценки работоспособности ЦПК после вышеупомянутого ремонта были выполнены анализ напряженно-деформированного состояния и оценка повреждаемости ее конструкций при продлении срока эксплуатации.

По анализу состояния ЦПК, результатов расчетов, выполненных на современной нормативной базе, и наличия ЗИП (направляющая труба СУЗ, комплект дублирующих уплотнений, комплекты резинотехнических изделий для приводов и др.) было определено, что имеется возможность эксплуатации до 2025 г.

Механизм перегрузки

Нижние части механизма перегрузки (МП) находятся в среде натрия и аргона. В режиме работы реактора на номинальной мощности температура натрия не более 530°C , температура аргона, находящегося над уровнем натрия, составляет 400°C , давление аргона до 0,05 МПа. В режиме перегрузки температура натрия не более 250°C , давление аргона до 0,005 МПа.

Верхние части МП работают под защитным колпаком реактора в среде воздуха с температурой до 40°C и относительной влажностью не более 80% (при температуре 25°C).

Основными эксплуатационными факторами, ограничивающими ресурс МП, являются циклические нагрузки (механические и температурные) и радиационное облучение.

Приводы МП расположены выше тепловой и биологической защиты и не подвергаются воздействию высоких температур и радиационного облучения.

Механическое циклическое воздействие испытывают детали приводов, исполнительные органы (захватное устройство) и направляющая труба, которая подвергается термоциклическому воздействию и нейтронному облучению.

Анализ прочности и ресурсных характеристик элементов МП, подвергающихся воздействию повреждающих факторов, показал следующее:

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

- элементом, определяющим ресурс МП, является силовая передача привода захватного устройства (имеет наименьший запас прочности);
- суммарная повреждаемость направляющей трубы МП, работающей в условиях термоциклического воздействия и нейтронного облучения, меньше допускаемой величины ($[a] = 1$) при сроке эксплуатации 45 лет.

В настоящее время на основании результатов выполненных работ срок службы находящихся в эксплуатации механизмов перегрузки продлен до 2015 г. (35 лет). Возможность эксплуатации МП после 2015 г. будет определяться на основании опыта эксплуатации, наличия ЗИП и результатов среднего ремонта.

Для обеспечения эксплуатации МП в течение 45-ти лет необходимо

- производить замену отдельных элементов (сельсины, микровыключатели и т.п.) в соответствии с руководством по среднему ремонту;
- не реже одного раза в пять лет проводить техническое освидетельствование и, при необходимости, выполнять текущий ремонт.

Элеваторы загрузки-выгрузки

Основными эксплуатационными факторами, ограничивающими ресурс, являются циклические нагрузки (механические и температурные) и радиационное облучение.

Механическому циклическому воздействию подвергаются детали приводов и исполнительные органы – цепь с тягой и штанга, а также их опоры качения. Термоциклическому нагружению подвергается нижняя опора элеватора, расположенная на отражателе нейtronов (подпорке). Эффект радиационного формоизменения проявляется в наибольшей степени для направляющей и нижней опоры элеватора.

Приводы элеваторов расположены выше тепловой и биологической защиты и не подвергаются воздействию высоких температур и радиационного облучения. Оценка прочности зубчатых передач привода элеватора показала, что они имеют достаточные запасы, обеспечивающие их работоспособность при продлении срока эксплуатации.

Кроме того, техническое освидетельствование и ремонт приводов являются периодически выполняемыми операциями и при этом не требуется длительный останов реактора.

Поэтому определяющую роль в работоспособности элеваторов играют их нижние части (направляющая, втулка, накладки), эксплуатирующиеся в условиях высоких температур и нейтронного облучения до $8,8 \cdot 10^{21} \text{ н/см}^2$ с $E > 0,1 \text{ МэВ}$ за 45 лет работы.

Анализ радиационной повреждаемости и термоциклической прочности этих конструкций показал следующее:

- термоциклическая повреждаемость направляющей в основании элеватора с учетом нейтронного облучения к 2025 г. будет меньше допускаемой величины $[a] = 1$;
- радиационное распускание не приводит к уменьшению технологического зазора между штырем и втулкой в основании элеватора.

На основании результатов проведенных работ срок службы находящихся в эксплуатации элеваторов продлен до 2025 г.

Для обеспечения эксплуатации элеваторов в течение 45-ти лет необходимо

- производить замену отдельных элементов (сельсины, микровыключатели и т.п.), входящих в состав элеваторов, в соответствии с руководством по среднему ремонту;

• не реже одного раза в пять лет проводить техническое освидетельствование элеваторов и, при необходимости, выполнять текущий ремонт.

Механизмы передачи пакетов передаточного и обмывочного боксов

Механизмы передачи пакетов (МПП) передаточного (ПБ) и обмывочного (ОБ) боксов расположены соответственно в передаточном и обмывочном боксах.

Среда в полости ПБ – аргон с парами натрия при давлении до 0,005 МПа и температуре до 80°C. Среда снаружи ПБ и внутри ПБ при техническом обслуживании – воздух центрального зала с температурой до 40°C. Среда в полости ОБ – азот с парами натрия и воды при давлении до 0,005 МПа и температуре до 80°C. Среда снаружи ОБ и внутри при техническом обслуживании – воздух центрального зала с температурой до 40°C.

Срок службы механизмов передачи пакетов был установлен в 30 лет.

Основными эксплуатационными факторами, ограничивающими ресурс механизмов передачи пакетов, являются циклические нагрузки. Механическому циклическому нагружению подвергаются детали приводов поворота колонны, перемещения рейки и захвата.

Анализ расчетных и допускаемых напряжений показал, что зубчатые передачи имеют достаточные запасы прочности при продлении срока эксплуатации.

В настоящее время на основании оценки технического состояния, выполненных расчетов и наличия ЗИП выпущено обоснование возможности продления эксплуатации механизмов передачи пакетов до 45-ти лет в составе РУ БН-600 с учетом своевременного проведения контроля технического состояния и текущих ремонтов и решение о продлении срока службы и условиях дальнейшей эксплуатации механизмов передачи пакетов энергоблока БН-600 до 45-ти лет.

Промежуточный теплообменник

Основным фактором, влияющим на накопление повреждений промежуточного теплообменника (ПТО), является циклическое воздействие нагрузок, которое формируется из сочетания режимов пуска, останова (со срабатыванием БАЗ и плановый), работы на энергетическом уровне мощности.

Анализ расчетных обоснований прочности ПТО показал, что ресурс и работоспособность теплообменника определяется состоянием двух критических элементов: узла соединения верхней трубной доски (ВТД) с наружной обечайкой и самой ВТД.

Для подтверждения этих выводов и с целью уточнения ресурса, оценки возможности продления срока эксплуатации ПТО и обеспечения эксплуатации РУ БН-600 до 45-ти лет в 2006 г. один из теплообменников (5 ПТО-А) был извлечен из реактора для проведения исследований.

Проведенные исследования до и после разрезки ПТО показали:

- состояние поверхностей металла теплообменника, сварных швов в целом осталось неизменным;
- износ теплообменных труб не обнаружен;
- прочностные характеристики металла теплообменника, сварных швов в целом остались неизменными;
- наличие трещин на наружной поверхности ВТД и примыкающей к ней обечайки с максимальной глубиной до 7 мм.

Анализ причин возникновения трещин показал, что они могли образоваться в результате воздействия пульсаций температур, вызванных смешением разнотем-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

пературных потоков: натрия, поступающего на вход ПТО (с температурой 550°C), и натрия, поступающего из системы охлаждения корпуса реактора (с температурой 390°C).

Результаты расчетно-экспериментальных исследований, проведенных ОКБМ и ЦНИИ КМ «Прометей», показали, что зарождение и распространение трещин в ВТД ПТО происходило, в основном, по межзеренному механизму за счет многоцикловой усталости. Расчетный анализ развития трещин, выполненный с использованием экспериментальных значений циклической трещиностойкости конструкционного материала ПТО, показал, что при самых консервативных предпосылках глубина обнаруженных трещин не достигнет критического значения. Таким образом, выполненные расчетно-экспериментальные исследования подтвердили возможность продления срока эксплуатации промежуточных теплообменников РУ БН-600 до 45-ти лет.

Фильтры-ловушки

Фильтры-ловушки предназначены для очистки натрия первого и второго контуров, а также контура охлаждения барабана отработавших сборок (БОС) РУ БН-600. Срок службы фильтров-ловушек определяется, в основном, ресурсом по накоплению примесей. Суммарный остаточный ресурс фильтров-ловушек первого контура и контура охлаждения БОС по накоплению примесей достаточен для продления их срока эксплуатации до 45-ти лет.

Оцененный суммарный объем накопленных примесей в фильтрах-ловушках первого и второго контуров составляет соответственно 3594 и 4295 кг при проектной емкости 7320 и 6600 кг.

Ресурс фильтров-ловушек второго контура может продлеваться после проведения регенерации. За период эксплуатации РУ БН-600 проведена регенерация двух фильтров-ловушек второго контура из имеющихся шести. При регенерации ее продукты локализуются в днищевой части фильтра-ловушки (зона отстойника) и частично остаются там после завершения процесса, незначительно уменьшая полезный объем, что, как показывает опыт дальнейшей эксплуатации указанных ловушек, а также ранее длительно эксплуатирующихся аналогичных ловушек РУ БН-350, не оказывает заметного влияния на их основные характеристики (вместимость по накоплению примесей, расход натрия).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

ОКБМ совместно с ЦНИИ КМ «Прометей» и Белоярской АЭС проведены работы по обоснованию и обеспечению работоспособности заменяемого оборудования реактора БН-600 при продлении проектного срока эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС до 45-ти лет.

Результаты выполненных работ показали, что работоспособность заменяемого оборудования РУ БН-600 разработки ОКБМ обеспечивается в течение 45-ти лет эксплуатации при условии проведения контроля за его работой, контроля технического состояния, наличия ЗИП и своевременного ремонта или замены изношенных деталей и узлов.

Поступила в редакцию 14.10.2010

О ПРОБЛЕМЕ СНИЖЕНИЯ ДОЗОВЫХ ЗАТРАТ ПЕРСОНАЛА АЭС

О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щекlein*, В.И. Булатов, А.Г. Шастин*****

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

**Белоярская АЭС, г. Заречный

***ОАО «Атомэнергоремонт», г. Москва



Приведены данные по изменению дозовых затрат персонала на различных этапах жизненного цикла АЭС. Рассмотрены эволюция мероприятий по снижению облучаемости и их эффективность. Показана роль дистанционных и автоматизированных устройств в снижении облучаемости персонала при ремонте и контроле. Приведены основные направления исследований по решению задач оптимизации дозовых затрат персонала при выводе АЭС из эксплуатации.

Ключевые слова: автоматизация, дозовые затраты, жизненный цикл АЭС, контроль, оптимизация, снижение облучаемости.

Key words: automation, exposure, NPP life cycle, monitoring, optimization, lowering of exposure.

На энергоблоках первой очереди Белоярской АЭС, состоящей из двух энергоблоков с водографитовыми реакторами канального типа с ядерным перегревом пара АМБ-100 и АМБ-200, наблюдалась типичная для всех атомных станций мира первого поколения тенденция изменения дозовых затрат (рис.1) [1]. Характерной особенностью этих реакторов является разветвленная система трубопроводов. Трубопроводы испарительных контуров выполнены из коррозионно-стойкой стали 0Х18Н10Т, главные паропроводы – из стали 12Х1МФ, питательные трубопроводы – из стали 20. В тепловой схеме каждого блока содержится по два сепаратора, предназначенных для разделения пароводяной смеси, поступающей с испарительных каналов, на пар и воду. Как показывает анализ структуры дозовых затрат, основной вклад в коллективную дозу вносит ремонтное обслуживание радиационно-загрязненного оборудования.

Дозозатраты на первой очереди Белоярской АЭС росли быстро и достигли максимальных значений в 1976–1978 гг., которые характеризовались двумя серьезными происшествиями. Характерными причинами высоких дозозатрат на энергоблоках первой очереди было несовершенство проектных и конструкторских решений, связанных с эксплуатацией и ремонтом радиационно-загрязненного оборудования (отсутствие приспособлений и специального инструмента, проектных решений по дезактивации контуров и оборудования, организации и проведения ремонтов оборудования в стесненных условиях и т.д.). В дальнейшем дозы снизились за счет комплексной дезактивации оборудования, но оставались высокими [2].

© О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, В.И. Булатов, А.Г. Шастин, 2011

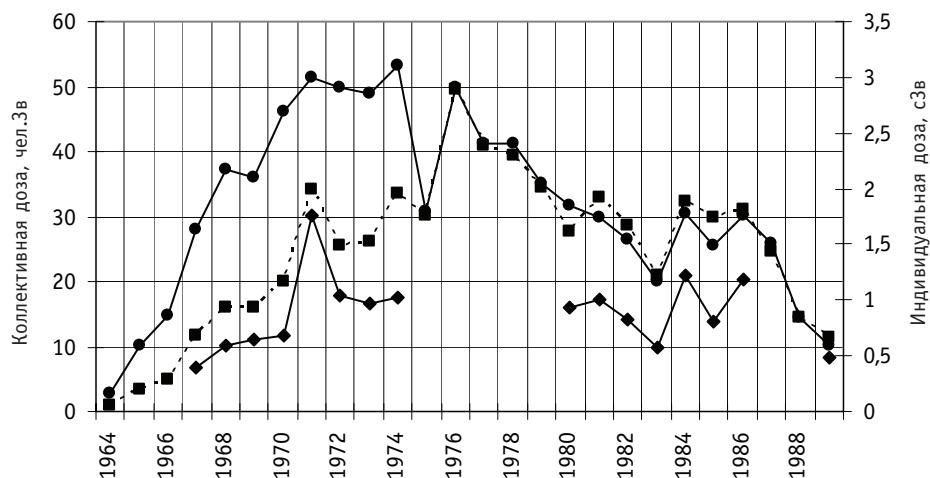


Рис. 1. Дозовые затраты персонала первой очереди Белоярской АЭС: ■ – коллективная доза; ◆ – дозы на ремонт; ● – средняя индивидуальная доза

Уже в конце 1960-х гг. начали появляться дефекты в металле трубопроводов и сосудов, которые приводили к остановкам блоков. Следствием этого было решение о необходимости тщательного контроля за состоянием металла в течение всего срока эксплуатации энергоблоков. С этой целью в 1971 г. на БАЭС была организована лаборатория металлов. Первые обследования металла в 1972 г. выявили значительное количество дефектов, развитие которых могло бы привести к серьезным последствиям. При этом стало ясно, что без специальных средств, в том числе дистанционных и автоматических, в условиях атомной станции (высокий радиационный фон, стесненность рабочего пространства) выполнить контроль металла в объеме, требуемом действующими документами, невозможно.

На Белоярской АЭС, одной из первых в отрасли, с 1970-х гг. начало активно развиваться одно из перспективных направлений снижения облучаемости персонала – автоматизация и механизация работ по контролю металла и ремонту радиоактивных систем и оборудования. Работниками АЭС были выполнены уникальные по тем временам работы по контролю металла барабанов-сепараторов блока № 2 без демонтажа сепарирующих устройств, демонтаж дефектных и установка новых стояков на верхней плите реакторов, заварка свищей в стенке бака биологической защиты в межреакторном пространстве. В устранении обнаруженных дефектов возникли исключительные трудности, так как конструкция не предусматривает доступа к поврежденному месту для выполнения ремонта. Для выполнения этих работ потребовалось создать большое количество специальной оснастки, автоматов, манипуляторов [3].

Телевизионная установка с малогабаритной телекамерой на специальном самоходном магнитном модуле, при помощи которой производился дистанционный осмотр состояния внутренней поверхности корпуса барабана, закрытой от прямого доступа сепарирующими устройствами, получила название «Такса». Первая «Такса» экспонировалась на ВДНХ СССР, на ряде международных выставок. В настоящее время «Такса» находится в лаборатории кафедры «Атомная энергетика» УрФУ.

Вследствие необходимости выполнения большого объема ремонтных работ, связанных с высоким уровнем радиоактивного излучения, потребовалось совершенствование организации ремонтов, а также применение специальной оснаст-

ки и защитных приспособлений. Конструкторы Белоярской АЭС разработали большое число приспособлений и оснастки для ремонта арматуры, трубопроводов, графитовой кладки, металлоконструкций реактора и каналов СУЗ, а также для извлечения из кладки заклинивших каналов. Это позволило продлить сроки эксплуатации блоков первой очереди БАЭС и снизить дозовые нагрузки при ремонте и обслуживании.

В 1981 г. на БАЭС был создан экспериментальный цех систем контроля (ЭЦСК), предназначенный для разработки средств и методов ремонта оборудования и контроля металла в опасных для человека условиях не только для Белоярской, но и для других АЭС ВПО «Союзатомэнерго».

Разработка самодвижущихся магнитных модулей [4] позволила создать сравнительно простые и широкоуниверсальные автоматизированные устройства для ультразвукового контроля сварных соединений трубопроводов, для сварки и резки металлов. В 1984 г. был создан опытный образец установки для контроля корпуса реактора Кольской АЭС, получивший название «Аркус». Дальнейшее развитие этого направления привело к созданию установок АСК-172 для дистанционного автоматизированного контроля корпуса реактора ВВЭР-1000. Автоматизированные дистанционно управляемые модули на магнитных колесах с электроприводом могут перемещаться по поверхности объекта контроля в любом пространственном положении без поддерживающих и направляющих приспособлений.

В настоящее время энергоблоки № 1, 2 Белоярской АЭС находятся в стадии вывода из эксплуатации. Вывод АЭС из эксплуатации – процесс многолетний, включающий в себя прохождение энергоблоком ряда этапов демонтажа.

Наряду с использованием дистанционно-управляемых комплексов значительный потенциал в снижении дозозатрат при демонтаже оборудования имеет маршрутная оптимизация. В Уральском федеральном университете (УрФУ) кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» в сотрудничестве с Институтом математики и механики УрО РАН разработан ряд расчетных программ, позволяющих минимизировать дозовые затраты персонала путем оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации [5]. Данная задача имеет важное социальное значение с точки зрения снижения коллективной дозы облучения, так как в ближайшие годы будут выводиться из эксплуатации блоки АЭС, пущенные в 1970–80-е гг.

Особенностью, осложняющей решение задачи, является зависимость уровня радиационного фона в помещении при выполнении очередной работы от «невыключенных» (недемонтированных) объектов. Например, при демонтаже N объектов в последовательности $\alpha(1), \alpha(2), \dots, \alpha(N)$ эффективная доза облучения

$$E = k \cdot t_{\alpha(1)} (P_{\alpha(1)} + P_{\alpha(2)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + k \cdot t_{\alpha(2)} (P_{\alpha(2)} + P_{\alpha(3)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + \dots + k \cdot t_{\alpha(N)} P_{\alpha(N)},$$

где $P_{\alpha(i)}$ – радиационный параметр, создаваемый i -м элементом; k – коэффициент перехода от радиационного параметра к эффективной дозе; $t_{\alpha(i)}$ – время демонтажа i -го элемента (в данной задаче $t_{\alpha(i)}$ не зависит от номера следующего демонтируемого объекта). Следовательно, при демонтаже i -го элемента исключается дальнейшее его влияние на облучение в виде радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$.

Для энергоблока с реактором БН-600 достигнуты низкие уровни доз облучения, не уступающие показателям стран с развитой атомной энергетикой (рис. 2). При этом на ремонт приходится 50–75% коллективной дозы. Исключение составляет 1998 г., когда в течение 182 сут проводились масштабные работы по ремонту центральной поворотной колонны.

Особенностью реактора БН-600 является интегральная компоновка, т.е. все основное оборудование первого контура сконцентрировано в одном баке – кор-

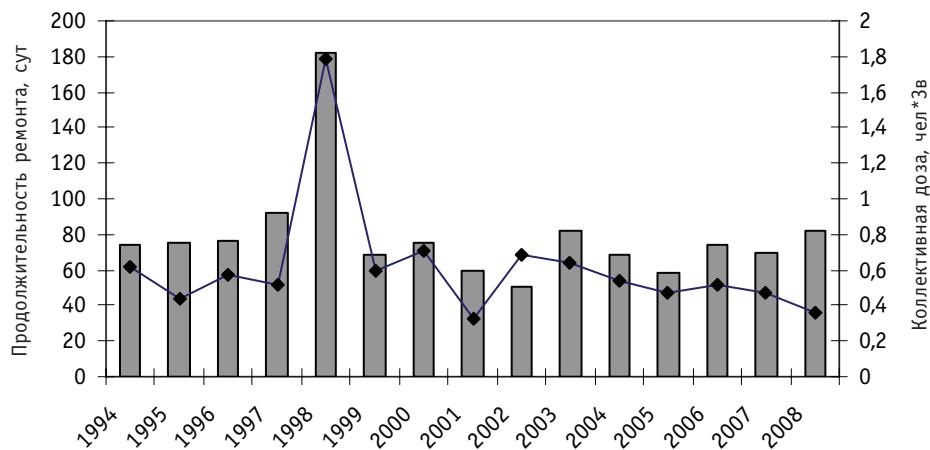


Рис. 2. Коллективные дозы и продолжительность ремонтов блока №3 Белоярской АЭС (БН-600):
█ – продолжительность; ◆ – коллективная доза

пусе реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора.

Работы по извлечению главных циркуляционных насосов первого контура и промежуточных теплообменников проводятся с использованием специальных защитных контейнеров, разборка и ремонт насосов – после тщательной отмычки и дезактивации.

Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,005$ ч). После останова реактора и распада ^{24}Na радиоактивность натрия определяется ^{22}Na ($T_{1/2} = 2,602$ лет) и ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30,174$ лет), меньший вклад вносят ^{134}Cs ($T_{1/2} = 2,062$ лет) и ^{54}Mn ($T_{1/2} = 312,3$ дня). Активность долгоживущих нуклидов цезия зависит от продолжительности работы реактора с поврежденными твэлами, их количества, проведения очистки натрия от цезия. С середины 1981 г. накопление ^{137}Cs шло медленно, т.к. имела место только газовая неплотность твэлов. С первой разгерметизации твэлов до контакта теплоносителя с топливом (октябрь 1982 г.) шло интенсивное накопление ^{137}Cs [2]. Очистка натрия от цезия с помощью устройства МАВР (в 1984 и 1986 гг.) и ввод в эксплуатацию системы обнаружения дефектных сборок в реакторе снизили интенсивность накопления ^{137}Cs . После модернизаций активной зоны, начиная с 1987 г., резко сократилось количество разгерметизаций твэлов как «по газу», так и «по топливу». В этот период содержание ^{137}Cs в натрии снизилось. Как показали результаты измерений систем КГО при отмывках 2001–2009 гг. ситуация с разгерметизацией значительно улучшилась. За этот период отмечены единичные случаи разгерметизации штатных твэлов в активной зоне [6].

Поверхностная загрязненность оборудования первого контура является важной характеристикой при проведении ремонтных работ. Радиоактивность отложений на поверхностях трубопроводов и оборудования первого контура, омываемых натрием, определяется изотопом ^{54}Mn . Активность других радионуклидов коррозионного происхождения (^{58}Co , ^{60}Co), а также продуктов деления (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{95}Nb , ^{140}La) на таких поверхностях в 10 и более раз меньше. На поверхностях, находящихся в газовой полости, преобладают отложения ^{137}Cs (рис. 3).

В условиях радиоактивного первого контура накопление продуктов коррозии в натриевых контурах реакторов на быстрых нейтронах существенно усложняет радиационную обстановку при проведении инспекций и ремонтов оборудования.

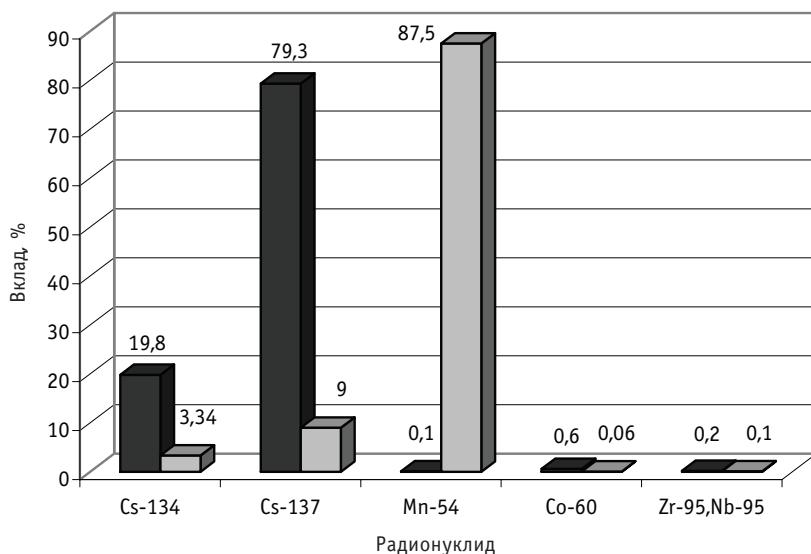


Рис. 3. Вклад отдельных радионуклидов в поверхностную активность отложений на выемной части ГЧН-І: ■ – поверхности, контактирующие с газом; □ – поверхности, контактирующие с натрием

Для снижения скорости коррозии материалов ограничивается массовая концентрация кислорода в натрии. Это обеспечивается методом «холодной» очистки натрия, основанным на уменьшении растворимости кислорода при снижении температуры натрия. Прокачка части теплоносителя через охлаждаемые ловушки позволяет отфильтровывать окислы, выпадающие в осадок.

При работе реактора с негерметичными твэлами важной задачей является очистка натрия от цезия (^{134}Cs , ^{137}Cs), определяющего радиационную обстановку в первом контуре. Для очистки используют специальные ловушки с графитом, являющимся наиболее эффективным материалом для улавливания цезия в натриевых контурах. Оптимальная температура работы этих ловушек 250–350°C. Локализация цезия в ловушке приводит к десорбции его и снижению поверхностного загрязнения контура циркуляции.

Первые испытания устройства для очистки натриевого теплоносителя от ^{134}Cs , ^{137}Cs с использованием графита были проведены в 1975 г. на реакторе БОР-60, а затем в 1978–1981 гг. – на реакторах EBR-2, Рапсодия, БР-10, БОР-60 и БН-350, а в 1984, 1986 гг. – на реакторе БН-600. Необходимость очистки натрия на реакторах БОР-60 и БН-350 возникла в связи с накоплением цезия в контуре. На реакторе БОР-60 через три года работы с поврежденными твэлами, число которых составляло за кампанию 6–40 шт., удельная активность ^{134}Cs , ^{137}Cs в теплоносителе достигла 0,74 ГБк/кг, суммарная активность в контуре – 18 ТБк. Мощность дозы достигала 3,9 мкГр/с, в некоторых местах 10 мкГр/с и на 80% определялась γ -излучением изотопов ^{134}Cs , ^{137}Cs [7].

Для реактора БН-350 была разработана ловушка цезия МАВР (малогабаритный адсорбер для выведения радионуклидов), представляющая собой шестигранный корпус с хвостовиком и головкой, идентичными деталям ТВС. Очистка теплоносителя осуществлялась на остановленном реакторе. Теплоноситель поступал через отверстия в хвостовике во входную камеру, распределялся на четыре потока, проходил через капсулы с графитом и соединялся в общий поток перед фильтром. Проведенные две очистки теплоносителя, позволили снизить мощности дозы γ -излучения в боксах петель в 1,5–2,1 раза.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

Аналогичный адсорбер разового действия МАВР использовался для очистки теплоносителя реактора БН-600. Технические параметры в первом контуре в период остановки реактора при использовании одного адсорбера обеспечивают за время 110–150 ч снижение активности в контуре БН-600 в 2,6 раза [2].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Опыт эксплуатации отечественных АЭС с реакторами различных типов убедительно доказывает, что кардинальный путь повышения радиационной чистоты лежит через создание новых проектов атомных станций, использование новых материалов и схемных решений.

В то же время использование ядерного топлива неизбежно приводит к возникновению радиационного фактора как значимого и определяющего общую конкурентоспособность атомной энергетики.

Для действующих АЭС основной потенциал в снижении облучаемости персонала АЭС имеет использование дистанционного и автоматического инструмента.

При выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации значимый потенциал в минимизации облучения персонала имеет оптимизация последовательности демонтажа радиационно-загрязненного оборудования.

Для энергоблока с реактором БН-600 достигнуты низкие уровни доз облучения, не уступающие показателям стран с развитой атомной энергетикой.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И. Оптимизация ремонтных работ с учетом дозовых затрат персонала/Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: сборник докладов V Международной научно-технической конференции (Москва, 19–21 апреля 2006 г.). – М., 2006. – С. 251–254.
2. Колтик И.И. Атомные электростанции и радиационная безопасность. – Екатеринбург: УГГУ-УПИ, 2001. – 368 с.
3. Шастин А.Г. Опыт использования различных методов неразрушающего контроля при обследовании металла энергооборудования Белоярской АЭС//Атомные электрические станции. – 1979. – Вып. 2. – С. 138–144.
4. Шастин А.Г., Казанцев Г.В. Самоходная тележка: свидетельство на изобретение №540716 от 3.09.1976.
5. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №2. – С. 115–120.
6. Ошканов Н.Н. Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60/Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, В.В. Мальцев, В.А. Шаманский, В.В. Чуев и др./Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах. Инновационные технологии и материалы: Доклады III Международной конференции (Москва, 11–12 ноября 2009 г.).
7. Кизин В.Д. Поведение изотопов цезия при очистке натриевого теплоносителя холодными и специальными ловушками/В.Д. Кизин, Н.В. Красноярцев, В.И. Поляков, А.М. Соболев//Радиационная безопасность и защита АЭС. – 1987. – Вып. 12. – С. 35–46.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ПРОДЛЕНИЕ ПРОЕКТНОГО СРОКА СЛУЖБЫ ЭНЕРГОБЛОКА №3 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС С РЕАКТОРОМ БН-600

А.М. Завалишен, С.Л. Ким, В.В. Мальцев
Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлены обзор по анализу состояния оборудования энергоблока БН-600, оценка возможности, безопасности и целесообразности продления срока эксплуатации энергоблока. Приведены реализованные мероприятия по повышению безопасности энергоблока, замене и продлению ресурса его оборудования.

Ключевые слова: инвестиционный проект, модернизация, прогноз, ресурс, срок эксплуатации.

Key words: capital project, upgrade, prediction, lifetime, service life.

ВВЕДЕНИЕ

Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 истек 8 апреля 2010 г.

Назначенный в проектах первых поколений АЭС Советского Союза и России 30-летний срок их эксплуатации был определен в 50–60 гг. прошлого века и отражал, во-первых, некоторый консерватизм принятой расчетной базы его обоснования, когда отсутствовали фактические эксплуатационные данные по износу оборудования атомных станций и, во-вторых, экономические аспекты, предусматривающие необходимость возмещения затрат на сооружение и эксплуатацию АЭС, наработку нормативного объема прибыли и формирование финансовых резервов для последующего вывода АЭС из эксплуатации.

Последующий накопленный положительный опыт эксплуатации отечественных и зарубежных АЭС предоставил необходимую базу для обоснования технической возможности пересмотра ранее назначенные сроков службы энергоблоков. Сопоставление затрат на продление срока эксплуатации действующих АЭС с вложениями на сооружение новых генерирующих мощностей показало несомненную экономическую эффективность и привлекательность вложения финансовых средств в продление срока эксплуатации действующих АЭС.

Как следствие, перспективные программы развития атомной отрасли России [1, 2] отражали продление срока эксплуатации действующих АЭС как одну из наиболее важных тенденций современного этапа развития атомной энергетики.

Кроме того, применительно к энергоблоку № 3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 особая важность продления его срока эксплуатации (ПСЭ) объяснялась тем

© А.М. Завалишен, С.Л. Ким, В.В. Мальцев, 2011

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

обстоятельством, что этот энергоблок являлся единственным действующим на площадке Белоярской АЭС. В период с 1990 по 2000 гг. годов вопрос расширения площадки новыми энергоблоками еще не был решен и, соответственно, ПСЭ энергоблока № 3 позволило бы сохранить площадку с действующим источником генерируемой мощности 600 МВт.

Работы по ПСЭ энергоблока № 3 были начаты заблаговременно, в 1997 г., т.е. примерно за 13 лет до окончания первоначально назначенного проектом срока его эксплуатации.

Условно работы по ПСЭ можно разделить на два основных этапа:

- подготовительный продолжительностью ~ 8 лет (1997 – 2005 гг.);
- реализация предусмотренных мероприятий по ПСЭ, продолжительность ~ 5 лет (2005–2010 гг.).

ПОДГОТОВИТЕЛЬНЫЕ РАБОТЫ

Необходимость указанного выше столь раннего начала работ заключалась в уникальности реактора БН-600 и оборудования первого и второго натриевых контуров и, как следствие, невозможности использования опыта других АЭС, большего объема необходимых исследований и обоснований.

Работы были начаты в условиях отсутствия нормативной базы по проблематике ПСЭ.

Эвристически, в качестве ориентира было принято продление срока эксплуатации энергоблока на дополнительные 10 лет. Работы были развернуты по следующим основным направлениям:

- анализ ресурсных характеристик систем и элементов энергоблока, зданий и сооружений с выделением критических элементов, которые, собственно, и будут определять ресурс энергоблока;
- предварительная оценка остаточного ресурса основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора.

В 2000–2001 гг. на федеральном и отраслевом уровнях была сформирована нормативно-методическая база, определяющая требования к продлению срока службы АЭС [3–5], которая в целом подтвердила правильность первоначально выбранного Белоярской АЭС направления, но потребовала переориентировать начатые работы на возможность ПСЭ энергоблока № 3 не менее, чем на дополнительные 15 лет.

Согласно нормативным требованиям, основная цель первого подготовительного этапа заключалась в следующем – показать техническую возможность и экономическую целесообразность ПСЭ энергоблока, выполнив следующий комплекс работ:

- подтверждение самой принципиальной возможности ПСЭ по состоянию основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора;
- комплексное обследование энергоблока с уточнением ресурсных характеристик остальных элементов энергоблока;
- анализ текущего уровня безопасности энергоблока;
- анализ экономической эффективности и целесообразности ПСЭ.

Очевидно, что в первую очередь было необходимо оценить состояние основных критических незаменяемых элементов металлоконструкций реактора. Ответ на этот вопрос определяет саму принципиальную возможность ПСЭ энергоблока и целесообразность продолжения работ по другим направлениям. С этой целью Главным конструктором реакторной установки (ОКБМ) были проведены прогнозные оценки напряженно-деформированного состояния и сопротивления термо-

<div style="text-align: center;"> <p>Федеральное агентство по атомной энергии Филиал концерна «Росэнергоатом» Белоярская атомная станция</p>  <p>Заместитель Генерального директора концерна «Росэнергоатом» – директор филиала «Белоярская атомная станция» <i>[Signature]</i> Н.Н. Ошанов 2004 г.</p> <p>УТВЕРЖДАЮ Технический директор концерна «Росэнергоатом» <i>[Signature]</i> Н.М. Сорокин 20.01.2004 г.</p> <p>ИТОГОВЫЙ ОТЧЕТ по результатам комплексного обследования энергоблока № 3 Белоярской АЭС № 1078 З-8004</p> <p>Заместитель директора по направлению АЭС с реакторами БН и реконструкции АЭС с реакторами ВВЭР СПбАЭП <i>[Signature]</i> Ершов В.Н.</p> <p>Главный инженор РУ БН <i>[Signature]</i> Васильев Б.А.</p> <p>Заместитель генерального директора ГНЦ РФ ФЭИ исх. № 29-85-254и от 29.11.2004. исх. № 29-85-2692и от 15.11.2004</p> <p>Главный конструктор – начальник отделения ОКБ «Гидропресс» исх. № 11-179605 от 15.12.2004</p> <p>исх. № 29-85-3/3 от 29.11.2004.</p> <p>исх. № 29-85-2692и от 15.11.2004</p> <p>исх. № 29-85-3/3 от 29.11.2004.</p> <p>исх. № 29-85-3/3 от 29.11.2004.</p> <p>исх. № 29-85-3/3 от 29.11.2004.</p> </div>
<div style="text-align: center;"> <p>ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» КОНЦЕРН «РОСЭНЕРГОАТОМ»</p> <p>ФИЛИАЛ КОНЦЕРНА «РОСЭНЕРГОАТОМ» «БЕЛОЯРСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ»</p> <p>УТВЕРЖДАЮ Технический директор Концерна «Росэнергоатом» <i>[Signature]</i> Н.М. Сорокин 16.01.2006 г.</p> <p>ПРОГРАММА подготовки энергоблока № 3 Белоярской АЭС к продлению срока эксплуатации № 1078 З-8004</p> <p>Заместитель директора СПб АЭП по направлению БН исх. № 32-14-БЛ3-3/3 В.Н. Ершов «07» » 02 2006 г.</p> <p>Главный конструктор РУ БН ОКБ исх. № 33-479 Б.А. Васильев «29» » 03 2006 г.</p> <p>Главный конструктор – начальник отделения ФГУП ОКБ «Гидропресс» исх. № 11-181982 Н.Б. Трунов «31» » 03 2006 г.</p> <p>Зам. директора ГНЦ РФ ФЭИ исх. № 29-85Б76 В.М. Поплавский «10» » 03 2006 г.</p> <p>Зам. директора ЦНИИ КМ «Прометей» исх. № К8-3 Г.П. Кацов «31» » 01 2006 г.</p> <p>Главный инженор Белоярской АЭС исх. № 1078 З-8004 М.В. Баканов «16» » 01 2006 г.</p> <p>г. Заречный 2006 г.</p> </div>

<div style="text-align: center;"> <p>Федеральное государственное унитарное предприятие «Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектировочно-конструкторский институт «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» (ФГУП «СПбАЭП»)</p> <p>БЕЛОЯРСКАЯ АЭС</p> <p>Продление срока эксплуатации энергоблока № 3</p> <p>Инвестиционный проект Стадия проектирования Разработка проектной документации</p> <p>Том I</p> <p>Раздел I Общая пояснительная записка</p> <p>Б.Л.2-00-004.ИII/1</p> <p>Заместитель директора по направлению АЭС с реакторами БН и реконструкции АЭС с реакторами ВВЭР</p> <p>Главный инженор проекта</p> <p><i>[Signature]</i> В.Н. Ершов 2006</p> <p>М.Р. Ашмаринов</p> <p>04-250 Формат: A4</p> </div>
<div style="text-align: center;"> <p>Открытое акционерное общество «Концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (ОАО «Концерн Энергоатом»)</p> <p>УТВЕРЖДАЮ И.о первого заместителя Генерального директора – Технический директор ОАО «Концерн Энергоатом» <i>[Signature]</i> Ю.В. Копьев</p> <p>БЕЛОЯРСКАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКАЯ СТАНЦИЯ БЛОК 3</p> <p>ОТЧЕТ ПО УГЛУБЛЕННОЙ ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ</p> <p>Главный конструктор РУ БН ОАО «ОКБ АФРИКАНТОВ» <i>[Signature]</i> Б.А. Васильев</p> <p>Директор департамента проектирования АЭС с реакторами БН и реконструкции АЭС с реакторами ВВЭР ОАО «СПбАЭП» <i>[Signature]</i> В.Н. Ершов</p> <p>И.о. директора Проектно-конструкторского филиала ОАО «Концерн Энергоатом» <i>[Signature]</i> В.П. Новак</p> <p>Главный инженор филиала ОАО «Концерн Энергоатом» «Белоярская АЭС» <i>[Signature]</i> М.В. Баканов</p> <p>Заместитель директора ГНЦ РФ ФЭИ <i>[Signature]</i> В.-М.Поплавский</p> </div>

механической усталости «критических» элементов (корпус реактора, напорная камера, отражатель нейтронов; опорный пояс, коллекторы, блок напорного трубопровода, опора теплообменников, трубы защиты с графитом в районе перелива), которые показали принципиальную возможность продления эксплуатации

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

реакторной установки БН-600 до 40 лет и сохранение работоспособности элементов установки при продлении срока эксплуатации РУ до 45-ти лет при сохранении штатных режимов работы реактора и проведении необходимых работ по техобслуживанию и ремонту [6, 7].

В то же время прогнозные оценки были выполнены с учетом механических характеристик конструкционных материалов на базе $2 \cdot 10^5$ ч (~30 лет) по предельным значениям, имевшимся в нормативной документации. Соответственно, для получения более достоверных результатов расчета остаточного ресурса элементов реактора, а также оборудования первого и второго контуров было признано необходимым при подготовке к ПСЭ провести комплекс металловедческих работ по определению служебных характеристик металла на базе вплоть до $3 \cdot 10^5$ ч (~45 лет).

Комиссионное комплексное обследование состояния элементов энергоблока, зданий и сооружений потребовало два года (2003–2005 гг.) напряженных усилий как персонала станции, так и привлеченных специализированных организаций. Было обследовано ~ **75,5 тысяч** элементов, представляющих номенклатуру из ~ **1,2 тысячи** позиций. Необходимо отметить, что обследовались не только элементы, важные для безопасности энергоблока как ядерного объекта, но и вспомогательные общезаводские элементы, поскольку работоспособность их обеспечивала бы возможность дальнейшего функционирования энергоблока как источника электрической и тепловой энергии. Кроме того, были отдельно проанализированы и обоснованы возможности безопасного обращения с радиоактивными отходами и обеспечения временного хранения отработавшего ядерного топлива и его вывоза с площадки АЭС в период дополнительного 15-летнего срока эксплуатации. Результаты комплексного обследования [8] показали, что для подавляющего большинства элементов энергоблока (в основном, это элементы КИП, электротехнического и ряда тепломеханического оборудования) их необходимое техническое состояние полностью обеспечивается за счет реализованной на Белоярской АЭС стратегии технического обслуживания и ремонта (ТОиР). В то же время полученные результаты позволили обоснованно сформировать номенклатуру элементов, для которых

- по физическому состоянию необходима их замена для обеспечения возможности дальнейшей эксплуатации энергоблока на дополнительный срок (**20** позиций с общим количеством заменяемых элементов ~ **1164** единиц);

- необходимо проведение дополнительных исследований и обоснований возможности дальнейшей эксплуатации (основной и страховочный корпуса реактора, его внутренние элементы, а также элементы энергоблока по **131** позиции). Указанный объем дополнительных исследований с уровнем утверждения обосновывающей ПСЭ документации был рассмотрен и одобрен Ростехнадзором.

В рамках оценки текущего уровня безопасности было проанализировано соответствие энергоблока требованиям всех действовавших на тот период (вплоть до 2005 г.) 164-х нормативных документов Ростехнадзора, регламентировавших вопросы обеспечения безопасности при эксплуатации АЭС. При этом не просто констатировалось наличие тех или иных отступлений, но, согласно современным требованиям, выявленные нарушения были проанализированы с точки зрения их влияния на безопасность и по результатам обобщения однотипных последствий сформулированы следующие проблемы безопасности [9]:

- отсутствие на энергоблоке требуемых правилами резервного пункта управления (РПУ) и второго комплекта аппаратуры аварийной защиты (АЗ2К);
- необходимость повышения надежности системы теплоотвода от реактора;

- отсутствие расчетного подтверждения возможности выполнения системами и элементами, важными для безопасности, своих функций при землетрясении интенсивностью выше проектного землетрясения (ПЗ);
- необходимость оснащения энергоблока рядом дополнительных технических средств с целью ослабления возможных последствий наиболее тяжелых запроектных аварий.

Отсутствие РПУ и АЗ2К с учетом уже реализованных на тот момент на энергоблоке компенсирующих мероприятий имело невысокую (первую-вторую) категорию значимости с точки зрения их влияния на безопасность. Тем не менее, было признано целесообразным при подготовке энергоблока к ПСЭ предусмотреть оснащение его РПУ и АЗ2К.

Потенциально более высокую – третью категорию значимости имели проблемы повышения надежности отвода тепла от реактора и управляемости при запроектных авариях, обеспечения сейсмостойкости.

Необходимо отметить, что в этот период был выполнен весьма значимый этап – методами микросейсморайонирования были установлены параметры землетрясений, присущих площадке энергоблока № 3 Белоярской АЭС – ПЗ 5 баллов с повторяемостью 1000 лет, максимально расчетное землетрясение (МРЗ) 6 баллов с повторяемостью 10 000 лет [10]. Это был несомненно очень важный, но только первый шаг. Дальше необходимо было либо подтвердить стойкость оборудования, либо предусмотреть и реализовать технические мероприятия по повышению его сейсмостойкости.

Эффективность мероприятий по устранению или ослаблению последствий указанных проблем была оценена и подтверждена с применением инструментария вероятностного анализа безопасности [11], после чего они были предусмотрены в последующей реализации при подготовке энергоблока к ПСЭ.

Вопросы сейсмостойкости зданий и оборудования потенциально могут иметь достаточно высокую – третью категорию значимости. Но нужно подчеркнуть, что пока это только потенциальная и максимально консервативная оценка, поскольку проводимые работы по уточнению сейсмических параметров площадки и сейсмостойкости оборудования еще не завершены.

Результаты первого, подготовительного, этапа предоставили обширную базу данных, позволивших подготовить

- программу [12], содержащую всю номенклатуру необходимых для ПСЭ технических мероприятий по повышению безопасности энергоблока, замене оборудования, дополнительным обследованиям, подготовке лицензионной документации;
- обоснование экономической эффективности ПСЭ, включающее в себя перспективный анализ востребованности электроэнергии энергоблока № 3 для обеспечения потребителей Свердловской энергосистемы, расчеты коммерческой, экономической (общественной) и бюджетной эффективности инвестиций. Результаты расчетов подтвердили, что проект ПСЭ энергоблока на 15 лет имеет весьма хорошие для энергетической отрасли показатели эффективности (индекс доходности, внутренняя норма доходности, срок окупаемости) – дисконтированный срок окупаемости составляет ~ 11,5 лет.

Учитывая полученные положительные результаты подготовительного этапа эксплуатирующей организацией – концерном «Росэнергоатом» – было принято решение [13] о целесообразности продолжения работ по ПСЭ энергоблока № 3 и их полномасштабном финансировании.

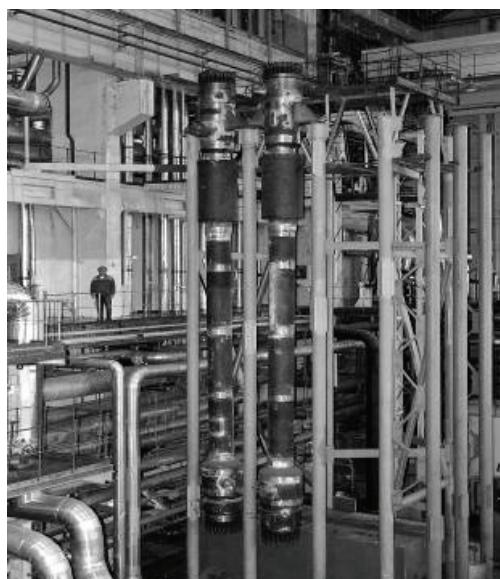
РЕАЛИЗАЦИЯ МЕРОПРИЯТИЙ ПО ПСЭ ЭНЕРГОБЛОКА

Реализация предусмотренных мероприятий проводилась на основании Инвестиционного проекта ПСЭ [14], утвержденного Росатомом, с общей стоимостью работ 2 351,4 млн. руб. в базовых ценах 2000 г.

На всем этапе подготовки энергоблока № 3 к ПСЭ в полной мере была реализована концепция выполнения работ «на ходу», т.е. необходимые работы выполнялись в периоды плановых остановов энергоблока на ремонт (ППР) без дополнительного простоя энергоблока.

Работы выполнены по следующим основным направлениям:

- повышение безопасности энергоблока, включая обоснование и повышение сейсмостойкости;
- проведение дополнительных материаловедческих работ по уточнению служебных характеристик металла и обоснование ПСЭ незаменяемых металлоконструкций реактора на дополнительные 15 лет;



Новые модули парогенератора

- замена оборудования;
- выполнение дополнительных обследований и обоснований ПСЭ для согласованного с Ростехнадзором круга элементов;
- разработка отчета по углубленной оценке безопасности и комплекта документации, обосновывающей получение лицензии на дополнительный срок эксплуатации.

В рамках повышения безопасности энергоблока и улучшения условий управления запроектными авариями реализованы следующие мероприятия.

- В помещении реакторного отделения создан резервный пункт управления, отделенный от блочного щита управления территориально и по схемам контроля и управления, оснащенный собственной автономной системой жизнеобеспечения персонала. В объеме сооружения РПУ реактор оснащен дополнительными средствами измерения температуры натрия на выходе из активной зоны с диапазоном до 1000°C для обеспечения контроля за тепловым состоянием реактора при запроектных авариях.

- Завершена модернизация первого комплекта аппаратуры аварийной защиты (устаревшая транзисторная аппаратура заменена на ап-



Модернизация последних ступеней цилиндров низкого давления турбин

паратуру с использованием микросхем, осуществлен переход на цифровую обработку сигналов). В помещении реакторного отделения создан второй комплект аппаратуры аварийной защиты реактора по нейтронно-физическим и технологическим параметрам, схемно и территориально отделенный от первого комплекта аппаратуры защиты.

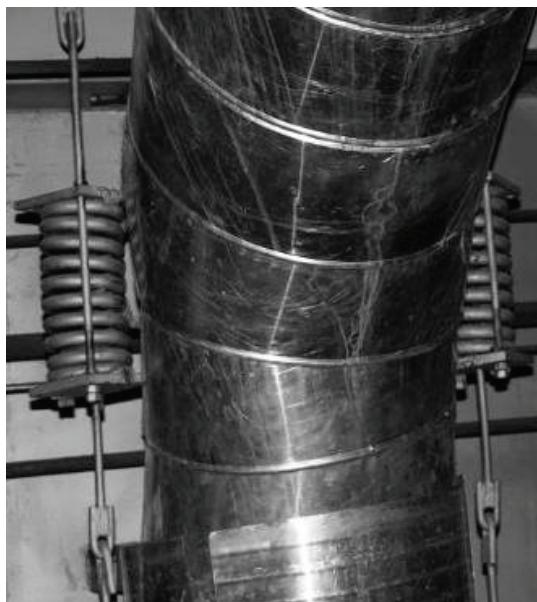
- Модернизированы существующие два канала системы аварийного электроснабжения первой группы надежности (каналы разнесены территориально в различные помещения для исключения отказа по общей причине, морально устаревшие обратимые двигатели-генераторы заменены на тиристорные преобразователи). Согласно требованиям правил, пропорционально количеству каналов теплоотвода (три) организован третий канал данной системы.

- Проведена модернизация системы радиационного контроля с заменой технических средств на современные, увеличением объема контроля радиационных параметров и изменением структуры системы.

- Выполнен предусмотренный объем работ по обоснованию сейсмостойкости зданий, сооружений и оборудования по уточненным сейсмическим параметрам площадки энергоблока № 3. Расчетному исследованию и обоснованию по уточненным параметрам были подвергнуты 84 системы, включая системы первого, второго, третьего технологических контуров, электротехническое оборудование и КИП. По 25-ти системам расчетом обоснована их сейсмостойкость, на 59-ти системах выполнен рекомендованный объем дополнительных работ по повышению их сейсмостойкости (modернизация опорно-подвесной системы, закрепление, усиление конструкций или замена ослабленных элементов, изменение трассировки трубопроводов). Таким образом, энергоблок № 3 с реактором БН-600 является практически единственным действующим энергоблоком АЭС на территории России, на котором в результате реально выполненных работ сейсмостойкость обеспечивается при землетрясениях интенсивностью до шести баллов включительно.



Второй комплект аппаратуры аварийной защиты реактора



Повышение сейсмостойкости – модернизация опорно-подвесной системы

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600



Модернизация системы радиационного контроля – автоматизированное рабочее место сменного инженера

таки от аэрозолей натрия с использованием батарейного циклона со сроком реализации 2011 г.

Для уточнения служебных характеристик металла и обоснования ПСЭ незаменяемых металлоконструкций реактора потребовалось дополнительно выполнить широкий спектр работ: получение дополнительных экспериментальных данных по механическим свойствам, распуханию и трещиностойкости на основании исследований натурных элементов; подготовку базы данных по механическим и радиационным характеристикам стали X18H9 и ее аналогов; разработку физико-механических моделей для прогнозирования длительной прочности, пластичности и роста трещин в облученном материале; оценку изменения служебных свойств конструкционных материалов за 34105 ч (~ 45 лет) эксплуатации реактора. На базе полученных результатов была разработана методология расчета прочности (напряженно-деформированного состояния) элементов реакторной установки с натриевым теплоносителем, оформленная одобренным Ростехнадзором специальным руководящим документом [15]. Выполненные в 2007 г. ОКБМ расчеты прочности незаменяемых элементов реактора БН-600 по критериям механики разрушения с учетом дефектности материалов и сварных соединений и вновь разработанной методологии расчетов прочности показали, что

- по условиям нейтронного облучения существенное радиационное распухание

- Проводятся работы по оснащению энергоблока дополнительной системой аварийного расхолаживания с использованием воздушного теплообменника с установленным сроком реализации 2012 г. Система будет располагаться в центральном зале в непосредственной близости от реактора и предназначена для обеспечения расхолаживания реактора для всего спектра возможных теплоотводных аварий.

- Проводятся работы по оснащению пожарной вентсистемы помещений с натриевым оборудованием системой очис-



Резервный пункт управления

ожидается для одного из незаменяемых элементов – подпорки, ограничивающей массив сборок активной зоны, но за 45 лет эксплуатации ожидаемое формоизменение подпорки не приведет к потере работоспособности связанного с ней оборудования (сборок активной зоны, элеваторов загрузки-выгрузки и механизма перегрузки);

- во всех «критических» элементах реактора условия прочности не нарушаются в течение 45 лет эксплуатации даже с учетом возможного зарождения и прогнозируемого развития трещин.

Полученные результаты позволили подготовить обоснование работоспособности незаменяемых элементов реактора БН-600 [16] и решения о продлении их срока службы на дополнительные 15 лет [17, 18], одобренные Ростехнадзором.

Замена физически изношенного оборудования проводилась по 20-ти позициям.

Наиболее финансовоемкой (~62% от общей стоимости работ по ПСЭ) явились работы по изготовлению и замене всех 72-х модулей на всех трех парогенераторах (ПГ). С учетом длительного цикла изготовления и возможности замены модулей на энергоблоке только в периоды ППР организация работ была начата сразу – в период 2005–2006 гг. На настоящий момент весь комплект модулей изготовлен и заменен в предусмотренном объеме. Таким образом, на эксплуатацию в дополнительный период энергоблок выходит с новыми ПГ.

Кроме модулей ПГ заменено следующее основное оборудование энергоблока: рабочие колеса всех трех главных циркуляционных насосов первого контура; система управления перегрузкой реактора (СУ ТТЧ-П) и система управления отмыvkой отработавших ТВС (СУ ТТЧ-О); ряд питательных электронасосов (4,5,6ПЭНБ); последние ступени цилиндров низкого давления всех трех турбин (замена из-за износа последних ступеней Баумана позволила, кроме повышения надежности, увеличить электрическую мощность каждой турбины на ~ 3 МВт); системы возбуждения всех трех турбогенераторов (на современные тиристорные), а также ряд элементов системы выдачи электроэнергии (выключатели сети 0,4 кВ – 50 единиц и аппаратура системы электрообогрева натриевых контуров – 252 единицы); рабочие и ремонтный затворы гидроузла (3 единицы); циркуляционные насосы ЦН-3,4; все сетевые насосы системы теплоснабжения (ЗСНТ-А,Б,В,Г); аппаратура систем контроля механических величин турбин (3 комплекта), антисейсмической защиты (2 комплекта), технологического КИП (677 единиц) и контроля течи парогенераторов (18 единиц).

Необходимо отметить, что для повышения безопасности энергоблока кроме реализации Инвестиционного проекта ПСЭ были использованы возможности международной помощи. По программе ТАСИС производится замена арматуры третьего пароводяного контура систем, важных для безопасности (231 единица изготовления германской фирмы Земпелл), а также остальных выключателей сети 0,4 кВ (257 единиц изготовления итальянского филиала Шнайдер Электрик). На петлях теплоотвода № 5, б арматура заменена, завершение на петле № 4 предусмотрено в ППР 2011 года. Завершение замены выключателей предусмотрено в 2012 г.

В соответствии с согласованным с Ростехнадзором перечнем для 131 позиции систем и элементов энергоблока с привлечением соответствующих специализированных организаций были проведены дополнительное обследование, оценка технического состояния и остаточного ресурса, расчеты на прочность. По результатам выполненных работ для всех этих систем и элементов оформлены решения о продлении их срока службы и условиях дальнейшей эксплуатации. Согласно установленной процедуры, для элементов второго класса безопасности решения были утверждены в эксплуатирующей организации, для элементов третьего класса – в Ростехнадзоре.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600



Комплект документов для получения лицензии на дальнейшую эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской АЭС



Лицензия № ГН-03-101-2342 от 07.04.2010 на эксплуатацию энергоблока № 3

са безопасности решения были оформлены на уровне Белоярской АЭС, все решения прошли экспертизу и одобрены Уральским округом Ростехнадзора. Выданные надзорным органом предложения и замечания рекомендовано учесть и (или) устранить в процессе дальнейшей эксплуатации в дополнительный период.

С учетом проводившихся на энергоблоке работ по повышению его безопасности и сейсмостойкости, модернизации систем, замене оборудования на современное, результатов дополнительных обследований с применением современных аттестованных расчетных кодов были проведены уточненные расчеты путей протекания и последствий возможных нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий, а также вероятностные оценки безопасности энергоблока (вероятность повреждения активной зоны снижена до $3,5 \times 10^{-5}$ на реактор в год). Полученные результаты легли в основу разработанного отчета по углубленной оценке безопасности [19], который совместно с комплектом обосновывающей документации (36 документов) был представлен в Ростехнадзор на экспертизу.

07.04.2010 г. Ростехнадзором выдана лицензия № ГН-03-101-2342 на эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской АЭС на мощности реактора вплоть до разрешенной, номинальной со сроком действия лицензии до 31.03.2020 г.

Предложения и замечания, сформулированные по результатам экспертизы, не содержат факторов, препятствующих эксплуатации энергоблока, и рекомендованы для учета и (или) устранения в процессе дальнейшей эксплуатации энергоблока в дополнительный период.

Поскольку для элементов энергоблока оформлен новый назначенный ресурс до 2025 г., имеется возможность последующего продления лицензии еще на пять лет.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Продление срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС является одной из важных тенденций современного этапа развития атомной энергетики и наиболее эффективным направлением вложения финансовых средств для сохранения генерирующих мощностей.

В результате проведенного большого объема работ по анализу состояния незаменяемого оборудования энергоблока № 3 Белоярской АЭС, а также оценки технической возможности, безопасности и экономической целесообразности была определена принципиальная возможность ПСЭ энергоблока и реализованы мероприятия по повышению безопасности энергоблока, замене и продлению ресурса его оборудования; при этом

- на всем этапе подготовки энергоблока к ПСЭ была реализована концепция выполнения работ «на ходу» – в периоды плановых остановов энергоблока на ремонт без его дополнительных простоев;
- реализация предусмотренных мероприятий проводилась без превышения общей стоимости работ, определенной в Инвестиционном проекте, и, соответственно, без увеличения срока их окупаемости.

Энергоблок № 3 Белоярской АЭС был приведен к соответствию требованиям действующих в атомной энергетике норм и правил, выдана лицензия на его эксплуатацию в дополнительный период.

Литература

1. Программа развития атомной энергетики РФ на 1998-2005 годы и на период до 2010 года, утвержденная постановлением Правительства РФ от 21.07.1998 № 815.
2. Стратегия развития атомной энергетики в первой половине XXI века, одобренная Правительством РФ 25.02.2000.
3. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции. НП0172000.
4. Основные положения по продлению срока эксплуатации блоков АС второго поколения. РДЭ0032701.
5. Положение по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков АС. РДЭ0028101.
6. Предварительное обоснование возможности эксплуатации РУ БН-600 в течение 40 лет. Изв. № 9788/04от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2004.
7. Предварительная оценка работоспособности незаменяемых элементов («критических узлов») реактора БН-600 в течение 45 лет. Изв. № 9787/04от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2004.
8. Итоговый отчет по результатам комплексного обследования энергоблока № 3 Белоярской АЭС, № Бел/Отч 3-2004, 2004.
9. Оценка безопасности энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Анализ несоответствий энергоблока № 3 требованиям НТД Ростехнадзора. Отчет, № 38-5/10-847, 2004.
10. Комплект отчетной документации по результатам оценки сейсмической опасности промплощадки энергоблока № 3 и оценки сейсмостойкости оборудования здания главного корпуса энергоблока № 3 Белоярской АЭС. ФГУП СПбАЭП, С-Петербург, 2004-2006.
11. Оценка эффективности мероприятий по компенсации дефицитов безопасности энергоблока с реактором БН-600 при продлении срока эксплуатации. Изв. № 10410/050т. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2005.
12. Программа подготовки энергоблока № 3 Белоярской АЭС к продлению срока эксплуатации, № БелАЭС 3 ПРГ-457 К06, 2006.
13. Приказ № 298 08.04.2005 концерна «Росэнергоатом» Об организации работ по продлению эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС.
14. Инвестиционный проект продления срока эксплуатации энергоблока № 3, изв. № БЛ.2-00-004.ИП/1-3. – ФГУП «СПбАЭП», С-Петербург, 2006.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ БН-600

15. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, РДЭ0.1.2.09.0714-2007.
16. Обоснование работоспособности незаменяемых элементов реактора БН-600 в течение 45 лет эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Инв.№ 11032/07 от. – ФГУП ОКБМ, Нижний Новгород, 2007.
17. Решение о продлении срока службы корпуса и страховочного кожуха реактора БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС. № БелАЭС ЗР-71К(1.43)2009, 2009.
18. Решение о продлении срока службы незаменяемого внутриреакторного оборудования БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС. № БелАЭС ЗР-70К(1.43)2009, 2009.
19. Белоярская АЭС. Блок 3. Отчет по углубленной оценке безопасности, утв. 18.03.2009, инв №№ 1682П- 1695П. – ПКФ, Москва.

Поступила в редакцию 14.10.2011

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИМПУЛЬСНОГО КАНАЛА КОНТРОЛЯ РЕАКТИВНОСТИ В ЦЕЛЯХ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600 ЭНЕРГОБЛОКА № 3 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

В.А. Желтышев*, В.А. Литицкий, И.П. Матвеенко****

*Белоярская АЭС, г. Заречный

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



За 30-летнюю историю эксплуатации реактора БН-600 Белоярской АЭС разработан широкий спектр расчетных и экспериментальных мер по контролю над эксплуатационными характеристиками активной зоны реактора.

Использование импульсного канала контроля реактивности производства ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» привело к разработке дополнительных методов контроля, которые позволяют повысить как безопасность, так и экономичность эксплуатации реактора БН-600.

Накопленный при разработке дополнительных методов контроля опыт может служить основой при проведении однотипных работ для реактора БН-800 и других перспективных реакторов на быстрых нейтронах.

Ключевые слова: исполнительный механизм, рабочий орган СУЗ, импульсный канал контроля реактивности, среднеквадратическое отклонение, подkritичность.
Key words: actuator, control rod, reactivity monitoring counting channel, mean-root-square error, subcriticality.

ВВЕДЕНИЕ

С 2006 г. в составе системы контроля реактивности реактора БН-600 находится импульсный канал контроля реактивности (ИКК) разработанный ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» в соответствии с техническим заданием (ТЗ) [1].

В состав ИКК входит счетчик нейtronов СНМ-18-1, усилитель-преобразователь импульсов (УПИ), блок питания, линии связи и реактиметр ЦВР-10 [2] в качестве вторичного устройства. ИКК позволяет контролировать реактивность подкритического реактора (далее – подкритичность) непосредственно в единицах $\beta_{\text{эфф}}$. Контроль возможен как полностью заглушенного всеми рабочими органами (РО) СУЗ реактора, так и в процессе вывода реактора в критическое состояние. Особый интерес представляет оперативный контроль подкритичности при взвешенных РО А31-5,П, поскольку эта величина регламентируется нормативным документом [3].

Для отображения скорости счета и расчета подкритичности используется программа OCS [4], реализованная на персональном компьютере. В программе OCS имеется предусмотренный ТЗ [1] алгоритм отображения как текущих скорости счета и подкритичности, так и усредненных за определенное время указанных параметров.

В работе приведено описание разработанных на Белоярской АЭС методов эксплуатационного контроля характеристик активной зоны в подкритическом состоянии с использованием ИКК.

МЕТОДЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Метод контроля сцепления-расцепления РО СУЗ с исполнительными механизмами

В настоящее время для контроля сцепления-расцепления РО СУЗ с исполнительными механизмами (ИМ) используются штатные аппаратура и механизмы реактора БН-600.

При выполнении операции установки штанги ИМ в перегрузочное положение РО СУЗ оператор контролирует наличие или отсутствие РО СУЗ в захвате ИМ по изменению скорости счета штатных импульсных каналов со счетчиками нейтронов СНМ-18-1.

Важным с точки зрения оператора своевременным достоверным и наглядным контролем наличия РО СУЗ в захвате ИМ является статистический разброс значений скорости счета СНМ-18-1. На рисунке 1 для иллюстрации приведено изменение средней по адресам информационно-вычислительной системы (ИВС) 10673, 10700, 10705 скорости счета трех штатных импульсных каналов за период приблизительно 600 секунд во время перемещения РО РС2 с нижнего концевого выключателя (НК) до верхнего концевого выключателя (ВК) и обратно.

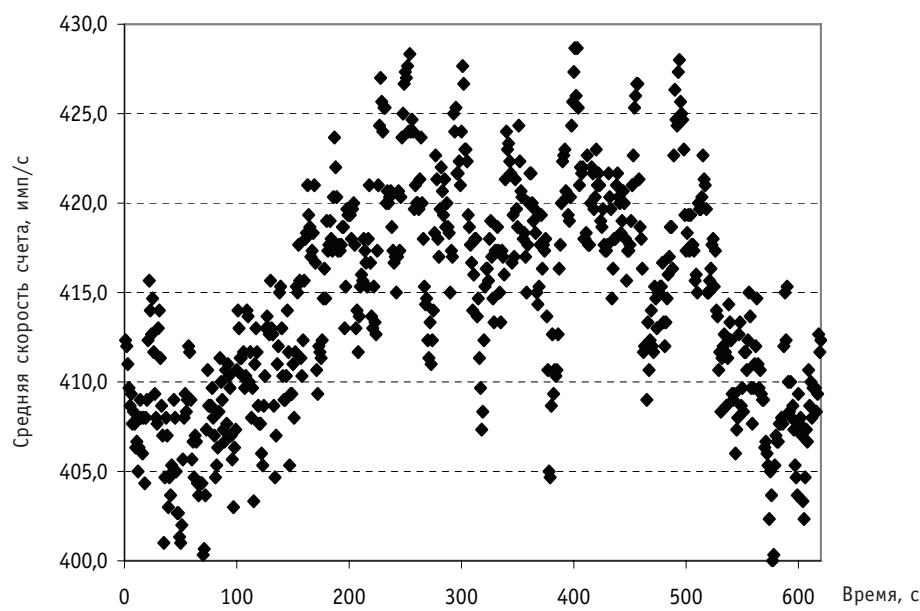


Рис. 1. Изменение средней скорости счета при перемещении РО РС2

Из рисунка следует, что статистический разброс средней скорости счета перед началом перемещения РО РС2 составляет не менее 15-ти импульсов в секунду для доверительной вероятности 0,95 (среднеквадратическое отклонение (СКО), кото-

рое является количественной оценкой величины статистического разброса, составило 4,01 импульсов в секунду). Величина «полезного» увеличения средней скорости счета за счет перемещения РО РС2 с НК до ВК составляет ~ 16 импульсов в секунду, что практически совпадает с величиной статистического разброса.

Очевидно, что при частичном перемещении РО СУЗ (например, с НК до положения, скажем, 300 мм по УП) величина «полезного» сигнала будет существенно меньше. Поэтому для «легких» РО СУЗ контроль изменения средней скорости счета становится практически невозможным. Статистический разброс средней скорости счета можно уменьшить, если производить усреднение показаний счетчиков нейтронов СНМ-18-1 за определенный промежуток времени. Если переместить РО СУЗ и произвести выдержку времени, то через промежуток времени, равный времени усреднения, произойдет увеличение средней скорости счета. Причем это увеличение может оказаться «значимым», т.е. превышать начальное перед перемещением РО СУЗ значение средней скорости счета на некоторое количество СКО в зависимости от выбранного уровня доверия.

В таблице 1 приведены средние значения скорости счета и СКО, полученные при различных временах усреднения перед началом перемещения различных РО СУЗ.

Таблица 1

**Средние значения и СКО перед началом
перемещения РО СУЗ, имп/с**

РО СУЗ	Без усреднения		Усреднение за 30 с		Усреднение за 90 с	
	Среднее	СКО	Среднее	СКО	Среднее	СКО
РС2	409,90	4,47	408,01	1,56	407,82	0,44
РС2	409,65	2,46	409,24	0,43	408,90	0,22
РС2	409,37	4,01	409,86	1,82	408,89	0,40
КС14	409,04	2,82	407,33	0,76	407,90	0,41
КС18	406,52	4,49	407,33	1,10	406,91	0,25
КС9	405,80	5,29	405,72	1,21	405,24	0,39
КС15	405,70	3,67	404,46	2,51	403,74	0,42

На рисунке 2 для иллюстрации приведены изменения средней скорости счета (время усреднения 90 с) и положения по УП для РО КС9, у которого прирост скорости счета после перемещения с НК до ВК минимальный среди РО КС.

Из рисунка следуют два важных вывода. Во-первых, уже после перемещения РО КС9 в положение 100 мм по УП начинается устойчивый рост средней скорости счета. Второй вывод заключается в том, что, если извлечь РО КС9 в положение ~ 250 мм по УП и сделать выдержку времени 90 с, то прирост средней скорости счета через 90 с достигнет «значимой» величины (~3 имп/с).

Уровень доверия к величине роста увеличивается за счет снижения значения СКО. По данным, полученным по ИКК, при дальнейшем увеличении времени усреднения происходит уменьшение значения СКО до ~ 0,18 импульсов в секунду при времени усреднения 240 с. Однако, исходя из оптимизационных условий по минимизации времени выдержки и величине перемещения РО СУЗ, было решено для контроля наличия РО СУЗ в захвате ИМ использовать значения средней скорости счета с временем усреднения 90 с.

В соответствии с ТЗ [5] в 2007 г. была разработана программа автоматизированного определения наличия РО СУЗ в захвате ИМ. В течение 2007–2009 гг. программа находилась в опытной эксплуатации, в процессе которой были разрабо-

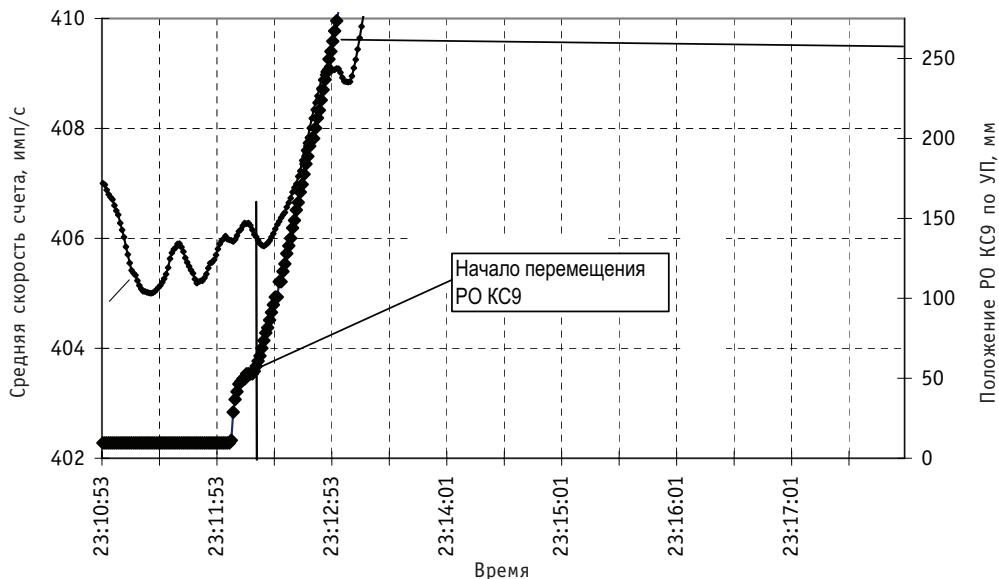


Рис. 2. Изменение скорости счета при перемещении РО КС9

таны единые для всех РО СУЗ критерии их наличия в захвате ИМ, минимизировано время выдержки и разработаны алгоритмы для появления на ИВС расчетно-логических сигналов. Дополнительное максимальное реакторное время при выполнении программы составляет 81 мин.

Опыт разработки и результаты реализации программы могут быть использованы на реакторе БН-800, причем с большей эффективностью по сравнению с БН-600, поскольку на реакторе БН-800 количество каналов контроля нейтронной мощности больше, имеются внутрибаковые датчики, обеспечивающие более высокую чувствительность к изменению плотности потока нейтронов.

Использование ИКК для контроля подkritичности при взведенных РО А31-5,П

В настоящее время на реакторе БН-600 контроль подkritичности при взведенных РО А31-5,П осуществляется двумя способами. Первый способ основан на использовании расчетного комплекса ГЕФЕСТ и применяется на этапе планирования перегрузки реактора на следующую микрокампанию (МК). Второй способ основан на измерениях запаса реактивности и эффективности второй системы останова реактора (РО КС + РО РС) в начале МК после вывода реактора на уровень мощности $0,1\%N_{ном}$. В соответствии с методикой [6] искомая подkritичность определяется как разность запаса реактивности и эффективности второй системы останова. При определении эффективности отдельных РО СУЗ методом ОРУК [7] учитываются пространственные эффекты, возникающие в реакторе во время движения РО СУЗ.

После ввода в эксплуатацию ИКК появилась возможность оперативно контролировать подkritичность заглушенного реактора в режиме реального времени, в том числе и при взведенных РО А31-5,П (третий способ). При таком контроле необходимо обосновать погрешность определения подkritичности при взведенных РО А31-5,П с использованием ИКК, так как эксплуатационный контроль физической величины должен производиться с учетом погрешности ее определения, как того требует положение о контроле паспортных характеристик [8].

Обоснование погрешности измеренной подкритичности при взвешенных РО АЗ1-5,П с использованием ИКК

Программа OCS, используемая для расчета подкритичности, не учитывает пространственные эффекты, возникающие в реакторе во время перемещения РО СУЗ. Поэтому значения подкритичности, получаемые по программе OCS, отличаются от значений, получаемых первыми двумя способами. Для оценки этого отличия был проанализирован имеющийся опыт вывода реактора на уровень мощности $0,1\%N_{\text{ном}}$ в начале 53, 54, 55, 56, 57 МК. Подробно результаты анализа приведены в отчете [9].

Интересующая нас величина отличия подкритичности по ИКК (Π) от измеренной подкритичности вторым способом (I) приведена в табл. 2.

В отчете [9] приведена процедура использования поправочных коэффициентов к величине подкритичности заглушенного всеми РО СУЗ реактора, в соответствии с которой на ИКК непосредственно перед началом извлечения РО АЗ1-5,П на ВК должна быть выставлена подкритичность, связанная с расчетной по ГЕФЕСТ подкритичностью определенным уравнением. Смысл введения поправки заключается в устранении упомянутых выше пространственных эффектов.

В таблице 3 приведены значения прогнозной подкритичности заглушенного всеми РО СУЗ реактора, полученной на этапе расчетов по комплексу ГЕФЕСТ, рекомендованные значения на ИКК перед вводом РО АЗ1-5,П, а также отличия подкритичностей при взвешенных РО АЗ1-5,П после введения поправки.

Из данных таблицы следует, что в случае использования поправочного коэффициента к прогнозной подкритичности заглушенного реактора, полученной по

Таблица 2

Отличие подкритичности по ИКК (Π) и измеренной подкритичности вторым способом (I), в $\%dk/k$

№ МК	Π	I	$\Pi - I$
53	-1,33	-1,74	0,41
54	-1,16	-1,62	0,46
55	-1,77	-2,41	0,64
56	-1,70	-2,11	0,41
57	-1,70	-2,44	0,74

Таблица 3

Отличие подкритичностей после введения поправки в $\%dk/k$

№ МК	I	$\Pi_{\text{п}}$	$\Pi_{\text{пр}}$	$\Pi_{\text{пп}}$	$I - \Pi_{\text{пп}}$
53	-1,74	-5,15	-6,92	-1,78	0,04
54	-1,62	-4,76	-6,56	-1,65	0,03
55	-2,41	-5,67	-7,36	-2,28	-0,13
56	-2,11	-5,46	-7,19	-2,17	0,06
57	-2,44	-5,77	-7,44	-2,39	-0,05
58	-2,30	-5,24	-7,00	-2,20	-0,10
-	-	-	-	средн.	-0,024
-	-	-	-	СКО	0,081
д.и. ($P = 0,99$)					0,326

И – измеренная подкритичность; $\Pi_{\text{п}}$ – прогнозная подкритичность заглушенного реактора (по ГЕФЕСТ); $\Pi_{\text{пр}}$ – прогнозная подкритичность заглушенного реактора, выставленная на ИКК; $\Pi_{\text{пп}}$ – подкритичность по ИКК при взвешенных РО АЗ 1-5,П после введения поправки; д.и. – доверительный интервал; P – вероятность

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

ГЕФЕСТ, можно оперативно контролировать подкритичность реактора при взвешенных РО А31-5,П с использованием ИКК. С вероятностью 0,99 подкритичность при взвешенных РО А31-5,П по ИКК не будет отличаться от измеренной более 0,33% dk/k .

С учетом погрешности измеренной подкритичности, определенной в отчете [9] (0,17% dk/k), погрешность измеренной подкритичности по ИКК составляет 0,382% dk/k для доверительной вероятности 0,99.

Значение эксплуатационного предела в соответствии с отчетом [9] составляет минус 1,01% dk/k . Таким образом, при оперативном контроле подкритичности при взвешенных РО А31-5,П с использованием ИКК значение подкритичности не должно превышать минус 1,39% dk/k .

Обоснование погрешности измеренной подкритичности при взвешенных РО А31-5 с использованием ИКК

Для того чтобы при оперативном контроле не нарушать оцененное допустимое значение подкритичности при взвешенных РО А31-5, необходимо контролировать значение подкритичности при взвешенных РО А31-5 и знать прогнозное изменение подкритичности за счет извлечения на ВК РО А3П. Поэтому кроме подкритичности при взвешенных РО А31-5,П после введения поправки к подкритичности заглушенного реактора были получены подкритичности и при реперных положениях РО СУЗ, что позволило оценить изменение подкритичности по ИКК при извлечении отдельных групп РО СУЗ. В таблице 4 приведены «эффективности» в подкритическом состоянии систем РО А31-5,П, РО А3П и РО КСЦ+РО РС в положении 450 мм по УП.

Таблица 4

Изменение подкритичности при извлечении групп РО СУЗ в % dk/k

№ МК	A31-5,П	A3П	КСЦ+РС
53	5,11	0,34	0,633
54	4,97	0,27	0,651
55	4,99	0,36	0,685
56	5,05	0,31	0,614
57	5,07	0,35	0,612
58	5,08	0,24	0,669
Среднее	5,045	0,312	0,644
СКО	0,054	0,048	0,030
д.и. ($P = 0,99$)	0,219	0,193	0,120

Из данных таблицы следует, что для непревышения допустимого значения подкритичности при взвешенных РО А31-5,П допустимое значение подкритичности при взвешенных РО А31-5 не должно быть больше минус 1,90 % dk/k . Это консервативное значение, поскольку принято среднее значение «эффективности» РО А3П. В 55, 56, 57 МК в реакторе эксплуатировался РО А3П сборки 1663-01, эффективность которого больше эффективности РО А3П сборки 2633 (53, 54, 58 МК). По мере накопления статистики в последующих МК изменение подкритичности за счет извлечения РО А3П и доверительный интервал могут быть уточнены и, соответственно, допустимое значение подкритичности при взвешенных РО А31-5 увеличено (практически до минус 1,70% dk/k).

Использование ИКК позволяет в режиме реального времени контролировать подkritичность реактора при введенных РО А31-5,П. Обоснованная погрешность определения подkritичности позволяет формализовать процедуру контроля подkritичности при введенных РО А31-5,П с точки зрения выполнения требований НП-082-07.

Оперативный контроль по ИКК положения РО КС1-18 в критическом состоянии

Представляет особый интерес оперативный контроль по ИКК положения РО КС1-18 в критическом состоянии. Для выяснения возможности такого контроля были построены зависимости подkritичности по ИКК от положения РО КС1-18 по указателю положения (УП) в процессе вывода реактора на уровень мощности 0,1% N_h для 53, 54, 55, 58 МК (рис. 3).

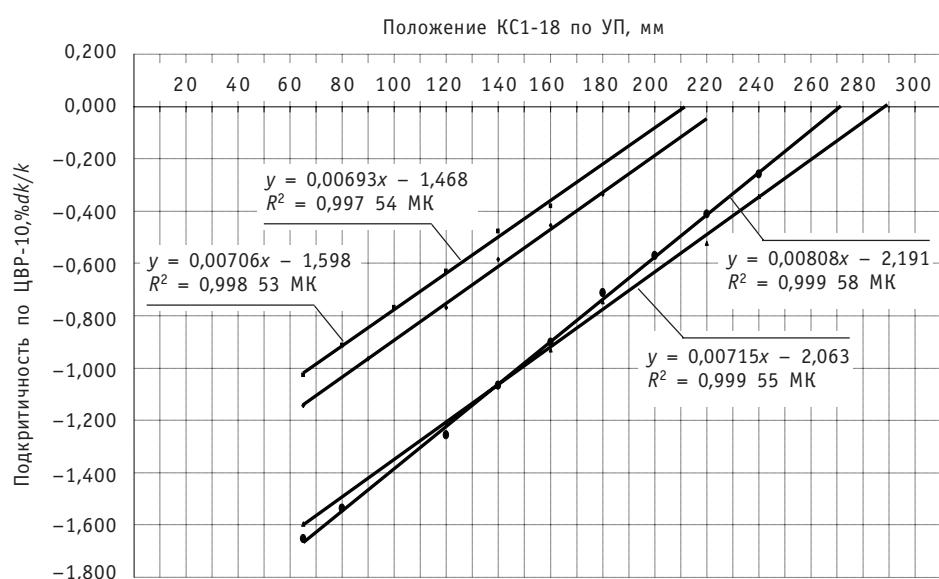


Рис. 3. Зависимость подkritичности по ИКК от положения РО КС1-18

Коэффициенты наклона в уравнениях на рис. 3 равны значению эффективности одного миллиметра системы РО КС1-18 в подkritическом состоянии, а свободный член – значению подkritичности при нахождении РО КС1-18 на жестком упоре (ЖУ). Значение коэффициента наклона в 58 МК заметно отличается от остальных МК, что объясняется загрузкой в реактор в 58 МК четырех свежих РО КС с повышенной плотностью карбида бора.

По значениям подkritичности по ИКК в положении РО КС1-18 на НК и среднему значению коэффициента наклона на рис. 3 были получены прогнозные положения РО КС1-18 в критическом состоянии. Сравнение прогнозных положений с фактическими приведено в табл. 5.

Из данных таблицы следует, что, используя значение подkritичности по ИКК в положении РО СУЗ в соответствии с технологическим регламентом (РО А31-5,П, РО КСЦ на ВК, РО РС1,2 – 450 мм по УП), можно определить положение РО КС1-18 в критическом состоянии с приемлемой точностью. Для доверительной вероятности 0,99 отличие прогнозного положения РО КС1-18 от фактического не превышает 34 мм. По мере накопления статистики контроля в последующих МК значение коэффициента в табл. 5 может быть уточнено и, соответственно, точность прогноза увеличена.

Таблица 5

Сравнение прогнозных положений РО КС1-18 с фактическими

№ МК	Π (по ИКК), % dk/k	Коэффи., % $dk/k/\text{мм}$	H_{ϕ} , мм	H_{np} , мм	$H_{\phi} - H_{np}$, мм
53	-1,14	0,00706	231	221	10
54	-1,03	0,00693	209	205	4
55	-1,60	0,00715	292	284	8
56	-1,58	-	267	281	-14
57	-1,79	-	299	310	-11
58	-1,65	0,00808	282	291	-9
Среднее	-	0,00731	-	-	-2
СКО	-	0,00052	-	-	8,5
д.и. ($P = 0,99$)	-	0,00211	-	-	34

Π – подкритичность по ИКК; Коэффи. – коэффициент наклона (из рис. 3); H_{ϕ} – фактическое положение РО КС1-18 в критическом состоянии; H_{np} – прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии; д.и. – доверительный интервал.

Таблица 6

Сравнение прогнозных положений РО КС1-18 с фактическими

A31-5,П-ВК				
№ МК	Π (по ИКК), % dk/k	H_{ϕ} , мм	H_{np} , мм	$H_{\phi} - H_{np}$, мм
53	-1,78	231	220	11
54	-1,68	209	207	2
55	-2,28	292	289	3
56	-2,19	267	276	-9
57	-2,40	299	305	-6
58	-2,32	282	294	-12
Среднее	-	-	-	-2
СКО	-	-	-	8,8
д.и.	-	-	-	35
A31-5-ВК				
№ МК	Π (по ИКК), % dk/k	H_{ϕ} , мм	H_{np} , мм	$H_{\phi} - H_{np}$, мм
53	-2,11	231	223	8
54	-1,94	209	200	9
55	-2,64	292	295	-3
56	-2,51	267	278	-11
57	-2,76	299	312	-13
58	-2,56	282	284	-2
Среднее	-	-	-	-2
СКО	-	-	-	9,2
д.и.	-	-	-	37

Особый интерес представляет возможность контроля прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии из более «кранных» точек в процессе вывода реактора на уровень мощности $0,1\%N_h$. По значениям подкритичности по ИКК в реперных положениях РО СУЗ и «эффективности» РО А31-5,П, РО А3П, РО КСЦ+РО РС, приведенным в табл. 4, и среднему значению коэффициента наклона на рис. 3 были получены прогнозные положения РО КС1-18 в критическом состоянии. Сравнение прогнозных положений РО КС1-18 с фактическими приведено в табл. 6 (обозначения те же, что в табл. 5).

Из данных табл. 6 следует, что существует возможность определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии и в положении РО А31-5,П на ВК и в положении РО А31-5 на ВК, поскольку разброс отличия фактического положения от прогнозного увеличивается незначительно по сравнению с состоянием РО КС1-18 на НК.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Использование ИКК на реакторе БН-600 позволило решить важные задачи для эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Разработаны дополнительные процедуры и критерии определения наличия РО СУЗ в захвате ИМ. На их основе внедрена в эксплуатацию автоматизированная программа контроля сцепления-расцепления ИМ с РО СУЗ, реализованная на ИВС.

2. Использование ИКК позволяет в режиме реального времени контролировать подкритичность реактора при введенных РО А31-5,П. Обоснованная погрешность определения подкритичности позволила формализовать процедуру контроля подкритичности при введенных РО А31-5,П с точки зрения выполнения требований НП-082-07.

3. Обоснован метод определения с помощью ИКК прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии из положения РО А31-5 на ВК, РО А31-5,П на ВК с приемлемой для выполнения требований эксплуатационной документации погрешностью.

4. По мере накопления опыта погрешность оперативного контроля подкритичности при введенных РО А31-5 с использованием ИКК может быть снижена. Существует также возможность дальнейшего снижения и погрешности определения прогнозного критического положения РО КС1-18 в критическом состоянии.

5. Накопленный опыт использования ИКК на реакторе БН-600 по контролю и разработке методов эксплуатационного контроля характеристик активной зоны может быть полезен при разработке аналогичных методов для реактора БН-800. Причем предложенные методы могут быть использованы на реакторе БН-800 с большей по сравнению с реактором БН-600 эффективностью, поскольку на реакторе БН-800 имеются внутрибаковые детекторы нейтронов и количество каналов контроля больше.

Литература

1. Техническое задание на ОКР «Разработка модернизированной системы контроля реактивности реактора БН-600 Белоярской АЭС», утв. заместителем технического директора концерна «Росэнергоатом» Ю.В. Копьевым от 09.12.2003.
2. Реактиметр ЦВР-10 Руководство по эксплуатации Э.091.6834 РЭ. – ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 1999.
3. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07. – М., 2007.
4. Программа контроля подкритичности ОС. – ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2006.
5. Техническое задание на создание программы контроля сцепления-расцепления исполнительных механизмов РО СУЗ и РО КС1-18. – М., 2008.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

тельных механизмов с рабочими органами СУЗ реактора БН-600, № 38-4/5-597 от 30.07.2007 с изменениями №№ 1,2,3,4,5. – Белоярская АЭС.

6. Методика определения нейтронно-физических характеристик на реакторе БН-600 Белоярской АЭС. – Белоярская АЭС, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ОАО «ОКБМАфрикантов», 2009.

7. *Матвеенко И.П., Литицкий В.А., Шокодъко А.Г.* Учет пространственных эффектов при измерении реактивности//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 2008. – Вып. 2. – С. 41-47.

8. Временное положение о порядке контроля паспортных характеристик РУ БН-600, РДЭ00443-03. – М., 2003.

9. Сопровождение условий действия лицензий. Корректировка «Положения о паспорте РУ блока АС», отчет № 38-3/4-457 от 18.05.2010. – Белоярская АЭС.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ЛОКАЛИЗАЦИЯ ДЕФЕКТНЫХ ТВС В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА БН-600 С ПОМОЩЬЮ СЕКТОРНОЙ СИСТЕМЫ КГО

А.С. Жилкин*, С.А. Гурьев, С.Л. Осипов***, А.В. Саляев***,
В.А. Шаманский**, А.Г. Цикунов***

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

** Белоярская АЭС, г. Заречный

*** «ОКБМАфрикантов», г. Н. Новгород



Представлены результаты разработки алгоритма и вычислительной программы М36, позволяющей определить направление на дефектную ТВС в активной зоне, сектор и группу ячеек в секторе, в которых она находится. Приведено сравнение результатов расчетов по программе М36 с опытными данными, показано удовлетворительное соответствие для ячеек активной зоны реактора.

Ключевые слова: активная зона, алгоритм, дефектная ТВС, расчетная программа, секторная система КГО.

Key words: core, algorithm, failed fuel sub-assembly, software, sector failed fuel detection system.

ВВЕДЕНИЕ

Наиболее эффективный метод контроля целостности оболочек твэлов при работе реактора на мощности основан на регистрации нейтронного излучения теплоносителя, обусловленного выходом из дефектных твэлов предшественников запаздывающих нейтронов. На этом принципе построена так называемая секторная система контроля герметичности оболочек твэлов (ССКГО) [1, 2].

На реакторе БН-600 система ССКГО эксплуатируется с 1984 г. Нейтронные детекторы системы установлены напротив входных окон каждого из шести ПТО за корпусом реактора, за счет чего обеспечивается разделная регистрация нейтронов из объема теплоносителя, прошедшего через различные секторы активной зоны. Время доставки теплоносителя от дефектной ТВС до места регистрации по разным оценкам составляет 9–12 с. В качестве детекторов нейтронов в системе используются коронные борные счетчики СНМ-14, размещенные в специальных блоках с замедлителем из полиэтилена. Еще шесть детекторов образуют дублирующую систему ССКГО (рис. 1). В настоящее время производится модернизация секторной системы с заменой детекторов, аппаратуры и программного обеспечения.

Как показал опыт эксплуатации, данные этой системы характеризуют техническое состояние твэлов, позволяют определить сектор активной зоны и более точный район в секторе, в котором находится дефектная ТВС.

© А.С. Жилкин, С.А. Гурьев, С.Л. Осипов, А.В. Саляев, В.А. Шаманский, А.Г. Цикунов, 2011

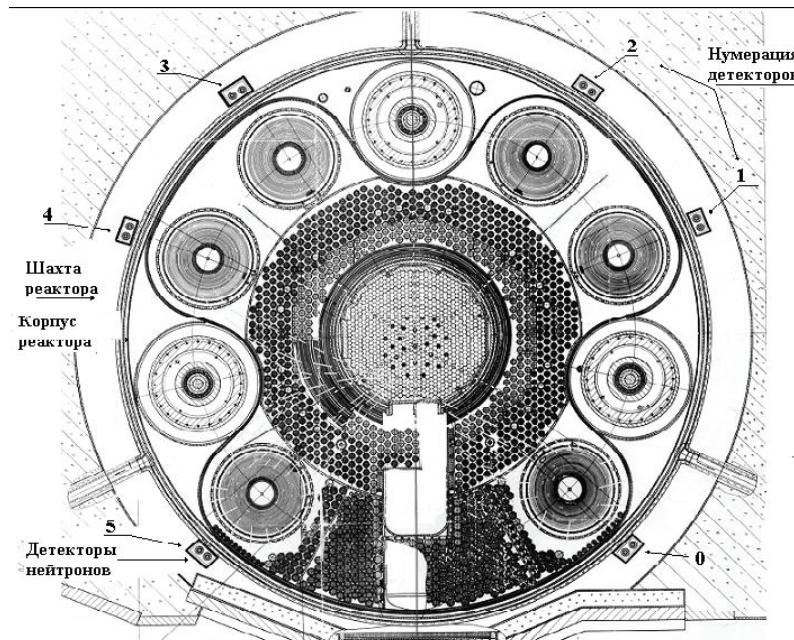


Рис. 1. Реактор с оборудованием и нейтронными детекторами ССКГО

Для функционирования ССКГО не требуется вывода натрия первого контура за пределы бака реактора, что является несомненным преимуществом перед зарубежными аналогами. Локализация повреждений в активной зоне, т.е. определение местоположения ТВС с дефектными твэлами, производится с помощью специально разработанных расчетных программ, в которых используются различные алгоритмы для решения задачи локализации.

В работе описывается алгоритм локализации, разработанный сравнительно недавно. Данный алгоритм заложен в расчетную программу М36, которая принята в опытную эксплуатацию на реакторе БН-600.

Большой комплекс исследований, проведенных на реакторе БН-600, показал, что возможности секторной системы далеко не исчерпаны, и имеются пути ее усовершенствования как средства внутриреакторного контроля и диагностики.

ФУНКЦИЯ ОТКЛИКА СЕКТОРНОЙ СИСТЕМЫ КГО

На рисунке 1 показаны места расположения детекторов нейтронов, которые вместе с регистрирующей аппаратурой образуют ССКГО. Активную зону реактора можно разбить на шесть равных секторов, каждый из которых контролируется отдельным детектором. При этом номер сектора и номер детектора совпадают. Таким образом, показание всей системы в произвольный момент времени состоит из шести чисел, каждое из которых – измеренная скорость счета детектора.

Если при работе реактора на мощности в активной зоне отсутствуют дефектные ТВС, то показания системы целиком обусловлены нейtronами, которые постоянно присутствуют в шахте реактора (фон). Плотность потока этих нейтронов постепенно увеличивается по мере выгорания топлива и извлечения из активной зоны компенсирующих стержней.

В различные периоды работы реактора БН-600 дефектные ТВС располагались в разных местах активной зоны, что отражалось на показаниях системы и свидетельствовало о существовании зависимости от местоположения дефектной ТВС в активной зоне.

Функция отклика системы (обозначим ее как F_0) – это связь между показаниями ССКГО и местоположением дефектной ТВС в активной зоне. В настоящей работе F_0 определена по показаниям системы в различные микрокампании (далее мк) реактора БН-600, когда в активной зоне находилось по одной дефектной ТВС.

Рассмотрим, как определяется F_0 на примере 13 мк, когда дефектная ТВС находилась в ячейке активной зоны с координатами 12-07. На рисунке 2 приведены показания ССКГО, измеренные с интервалом времени одни сутки. До того как начался прирост, показания всех шести детекторов были неизменными во времени с точностью до статистических флуктуаций. Эти показания принимали за фоновые и от них вели отсчет приростов для каждого детектора.

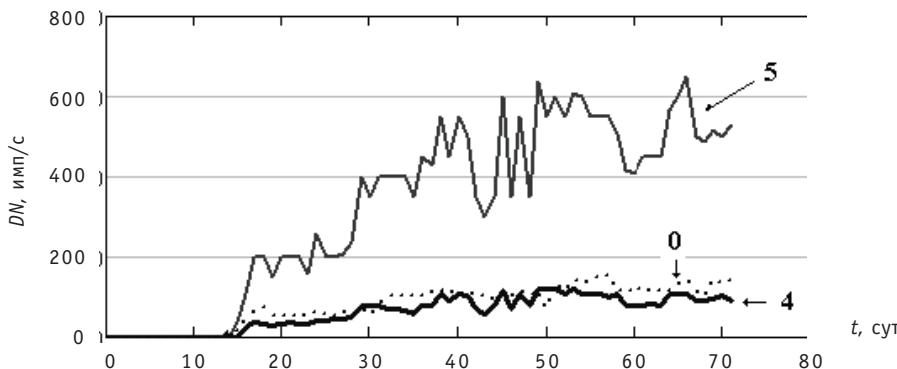


Рис. 2. Зависимость от времени приростов показаний детекторов нейтронов над фоном в период 13 МК реактора БН-600. Цифры 5, 4 и 0 на рисунке соответствуют номерам детекторов ССКГО. Дефектная ТВС П-518 находится в ячейке А3 12-07

Прирост показаний детекторов над фоном начался примерно через 20 суток, после того как реактор вышел на постоянный уровень мощности. Еще через 25 суток максимальный прирост показаний детектора, контролирующего сектор с номером $i = 5$ (рис. 1) составил $DN_{5\max} \approx 600$ имп./с.

В конечном итоге определили функцию отклика для одной ячейки А3 (обозначим эту функцию в относительных единицах как F_0_j), содержащую в себе средние по всем измерениям t_n нормированные показания, вычисленные по формуле

$$F_0_j = \sum_{t=t_0}^{t_n} \left(\frac{DN_i(t)}{\sum_{i=0}^5 DN_i(t)} \right) \frac{1}{(t_n - t_0)}. \quad (1)$$

Погрешность измерения зависит от соотношения между приростом показаний и фоном. На реакторе БН-600 наибольший фон имеет место для детекторов $i=0$ и $i=5$. Среднеквадратичная погрешность измерений для этих детекторов равна соответственно ± 17 и $\pm 5\%$. Сравнительно большая погрешность измерений характерна для детекторов на основе счетчиков СНМ-14, которые применяются на БН-600, поэтому в настоящее время проводится замена их на импульсные камеры деления.

Как можно видеть из табл. 1 и рис. 3, наибольший прирост показаний над фоном имел детектор с номером $i=5$. Все остальные детекторы имели меньшие приrostы показаний. Это означает, что с наибольшей вероятностью предшественники запаздывающих нейтронов попадают в теплообменник с номером $i=5$ (ПТО-6Б по обозначениям, принятым на БАЭС).

Анализ экспериментальных данных показывает, что существуют положения дефектных ТВС, при которых предшественники запаздывающих нейтронов с оди-

Таблица 1

**Функция отклика ССКГО для ячейки А3 12-07,
измеренная во время 13 МК реактора БН-600**

Номер детектора i	0	1	2	3	4	5
$F0_j$ – нормированные значения показаний в среднем по всем измерениям и среднеквадратичная погрешность измерений	0.18± 0.03	0.017± 0.003	0.012± 0.001	0.045± 0.007	0.124± 0.012	0.63± 0.03

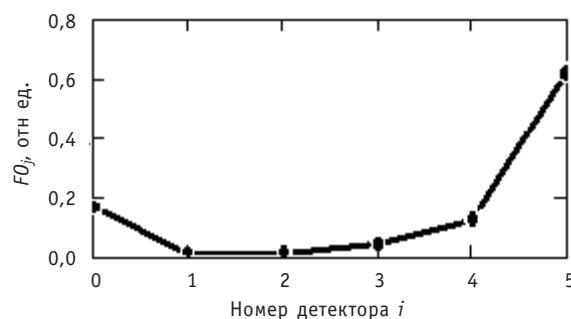


Рис. 3. Функция отклика системы ССКГО для одной ячейки А3

наковой вероятностью попадают в соседние ПТО, что соответствует границам секторов А3. Особое положение занимает группа ТВС, расположенная вблизи центра А3, при разгерметизации которых следует ожидать близкие значения сигналов для всех шести детекторов. Это означает, что теплоноситель равновероятно попадает во все ПТО, и нормированные показания должны уменьшаться при приближении к центру А3.

Таким образом, используя экспериментальные данные и общие предположения относительно симметрии реактора и монотонной зависимости функции отклика от радиальной координаты ячейки, составили искомую функцию отклика системы для групп ячеек активной зоны, которые охватывают область от центра А3 до зоны большого обогащения (ЗБО). Боковая зона воспроизведения (БЗВ) и внутриреакторное хранилище (ВРХ) в настоящей работе не рассматриваются.

Функция отклика $F0$ представлена в виде матрицы, в которой i – номер строки, считая сверху, совпадающий с номером детектора и с номером сектора А3), j – номер столбца, считая слева, совпадающий с порядковым номером ячейки с заданной координатой на картограмме ячеек А3.

РЕШЕНИЕ СИСТЕМЫ ЛИНЕЙНЫХ УРАВНЕНИЙ

Задача локализации сводится к решению системы линейных уравнений с постоянными коэффициентами, где число неизвестных превышает число уравнений. В нашем случае правая часть в системе уравнений представляет собой измеренную функцию отклика (обозначим ее как $IF0$), левая часть содержит постоянные коэффициенты и искомые неизвестные. Как известно [3], такая система уравнений не имеет решения в общем виде, но могут существовать частные решения, которые позволяют сначала найти решение для сектора А3, и затем, зная сектор, определить координату ячейки в секторе, в которой находится дефектная ТВС. Очевидно, что точность решений ограничена точностью, с которой производятся измерения.

Систему уравнений, которая связывает IFO и координаты ячеек, в общем виде можно записать следующим образом:

$$\begin{aligned} a_{0,0} \cdot x_0 + a_{0,1} \cdot x_1 + a_{0,2} \cdot x_2 + a_{0,3} \cdot x_3 + \dots a_{0,n} \cdot x_n &= b_0 \\ a_{1,0} \cdot x_0 + a_{1,1} \cdot x_1 + a_{1,2} \cdot x_2 + a_{1,3} \cdot x_3 + \dots a_{1,n} \cdot x_n &= b_1 \\ a_{2,0} \cdot x_0 + a_{2,1} \cdot x_1 + a_{2,2} \cdot x_2 + a_{2,3} \cdot x_3 + \dots a_{2,n} \cdot x_n &= b_2 \\ a_{3,0} \cdot x_0 + a_{3,1} \cdot x_1 + a_{3,2} \cdot x_2 + a_{3,3} \cdot x_3 + \dots a_{3,n} \cdot x_n &= b_3 \\ a_{4,0} \cdot x_0 + a_{4,1} \cdot x_1 + a_{4,2} \cdot x_2 + a_{4,3} \cdot x_3 + \dots a_{4,n} \cdot x_n &= b_4 \\ a_{5,0} \cdot x_0 + a_{5,1} \cdot x_1 + a_{5,2} \cdot x_2 + a_{5,3} \cdot x_3 + \dots a_{5,n} \cdot x_n &= b_5, \end{aligned} \quad (2)$$

где x_0, x_1, \dots, x_n являются неизвестными; a_{ij} и b_i – коэффициенты.

Матрица $\mathbf{A} \equiv [a_{ij}]$, составленная из коэффициентов a_{ij} в (2), имеет ранг, равный шести. Это означает, что наибольший порядок, который могут иметь ее миноры, не обращающиеся в ноль, равен шести. Напомним, что минором n -го порядка матрицы называется определитель, составленный (с сохранением порядка) из n^2 коэффициентов матрицы \mathbf{A} . Таким образом, каждый минор, который можно составить из матрицы, содержит в себе не более чем 36 коэффициентов (шесть строк и шесть столбцов) или не более шести неизвестных.

Для простоты будем считать, что одна или несколько дефектных ТВС находятся в одном секторе с номером $i=0$ (рис. 1). В этом случае другие секторы АЗ можно не рассматривать, и число неизвестных в (2) значительно сокращается. Чтобы сократить их до шести, ячейки в секторе объединим в группы и решение будем искать не для отдельных ячеек, а для заданных групп ячеек. Таким образом, задача сводится к определению групп ячеек, в которых имеются дефектные ТВС.

При известном секторе система уравнений (2) будет эквивалентна матричному уравнению

$$\mathbf{M}_0 \cdot \mathbf{x} = \mathbf{b} \text{ или } \begin{pmatrix} a_{00} & a_{01} & \dots & a_{05} \\ a_{10} & a_{11} & \dots & a_{15} \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ a_{50} & a_{51} & \dots & a_{55} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} x_0 \\ x_1 \\ \dots \\ x_5 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} b_0 \\ b_1 \\ \dots \\ b_5 \end{pmatrix}, \quad (3)$$

где \mathbf{M}_0 – это минор для сектора $i=0$, выделенный из общей матрицы \mathbf{A} , играющий роль оператора преобразования. Неизвестные x_j можно рассматривать как числа, характеризующие заданные группы ячеек, для которых преобразование (3) дает вектор b_i , представляющий собой измеренную функцию отклика IFO. Иными словами, неизвестные x_j можно рассматривать как координаты неизвестного вектора, для которого преобразование (3) дает вектор IFO с координатами b_i :

$$IFO = \begin{pmatrix} b_0 \\ b_1 \\ \dots \\ b_5 \end{pmatrix}.$$

При наличии точного решения $x_j = 1$, если дефектная ТВС находится в ячейке с номером j . В противном случае $x_j = 0$. При наличии приближенных решений, как это часто имеет место на практике, имеют место осцилляции значений x_j вблизи нуля как в положительную, так и в отрицательную области, вызванные погрешностями измерений. При этом соответствующее дефектной ТВС x_j имеет наибольшее значение.

Если сектор известен, и минор для сектора не равен нулю, т.е. $|\mathbf{M}_0| \neq 0$, то матричное уравнение (3) имеет единственное решение, получаемое по формуле, которая эквивалентна правилу Крамера [6]:

$$\mathbf{X} = \mathbf{M}_0^{-1} \cdot \mathbf{b}, \quad (4)$$

где \mathbf{M}_0^{-1} – обратная матрица, определяемая условием $\mathbf{M}_0 \cdot \mathbf{M}_0^{-1} = 1$.

Если требуется определить сектор, в котором находится дефектная ТВС (назовем его «аварийный»), можно применить другой алгоритм. В настоящей работе для определения «аварийного» сектора вычисляли наиболее вероятное направление на дефектную ТВС. Если известно направление на дефектную ТВС, то известен «аварийный» сектор, в котором она находится.

Для определения наиболее вероятного направления на дефектную ТВС рассматривали ячейки (назовем их ячейками направления), которые равномерно распределены по кругу с центром в центре АЗ. При этом для каждого измерения *IFO* производили вычисление коэффициентов корреляции вектора *IFO* с каждой из ячеек направления. Принимали, что дефектная ТВС находится на направлении к той ячейке из рассматриваемого множества ячеек, для которой имеет место максимальный коэффициент корреляции. Для наглядности можно представить, что вектор *IFO*, вращаясь, отмечает те ячейки направления, которые имеют максимальный коэффициент корреляции.

Определив «аварийный» сектор, решаем уравнение (3) с соответствующим минором и находим дефектные ТВС в пределах каждого «аварийного» сектора.

Чтобы оценить точность метода, целесообразно выполнить численный эксперимент, в котором вычисляется координата дефектной ТВС и результат сравнивается с истинной координатой.

ЧИСЛЕННЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТ

На реакторе БН-600 показания ССКГО автоматически заносятся в базу данных с заданным интервалом по времени. Для работы вычислительной программы М36 значения показаний ССКГО запрашивали из базы данных реактора. После вычитания начальных фоновых показаний вычисляли приrostы показаний и определяли «аварийные» секторы активной зоны. Затем решали уравнение (3) с соответствующими минорами и находили координаты дефектных ТВС в пределах «аварийного» сектора.

На рисунке 4 приведены показания ССКГО реактора БН-600 в период 50 МК (2005 г.), зафиксированные с интервалом времени, равным двум часам. Как можно видеть из рисунка, в определенный момент времени показания ССКГО начали возрастать, что свидетельствует о появлении в активной зоне дефектной ТВС. Наибольший прирост показаний имел детектор с номером $i=0$, что соответствует «аварийному» сектору с тем же номером.

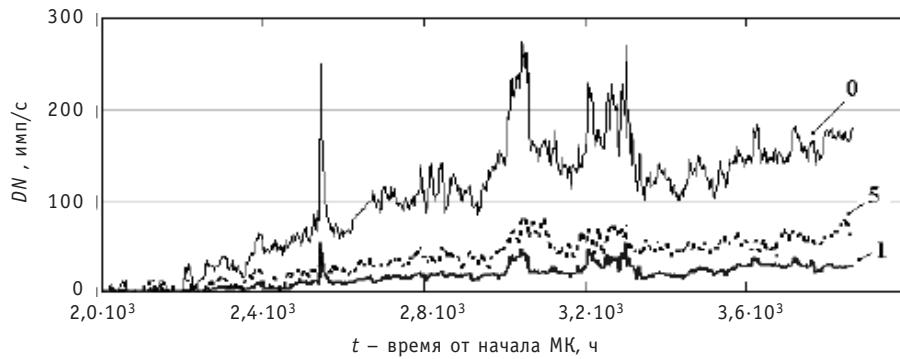


Рис. 4. Зависимость от времени приростов показаний детекторов нейтронов над фоном в период 50 МК реактора БН-600. Цифры 0, 1 и 5 на рисунке соответствуют номерам детекторов ССКГО

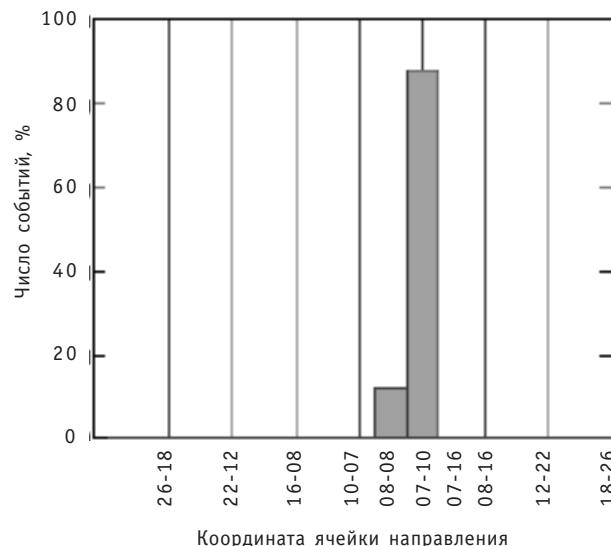


Рис. 5. Статистический анализ измерений для определения вероятного направления на дефектные ТВС

На рисунке 5 приведена гистограмма, на которой по оси абсцисс отложены координаты ячеек направления, а по оси ординат – число измерений с максимальным коэффициентом корреляции для данной ячейки. Статистический анализ, как можно видеть из рисунка, показывает, что с вероятностью примерно 90% дефектная ТВС находится на направлении от центра А3 через ячейку 07-10. Эта ячейка находится в секторе с номером $i=0$. Другие направления имеют существенно меньшую вероятность. Это позволяет предположить с достаточной уверенностью, что в других секторах А3 дефектные ТВС отсутствуют.

Правая часть в уравнении (3), как сказано выше, есть измеренная функция отклика, обозначенная как IFO . Эту функцию можно представить как вектор, координаты которого есть показания детекторов. В работе в качестве координат вектора использовали нормированные показания детекторов, усредненные по всем измерениям. В следующем выражении приведена измеренная функция отклика в виде таблицы с одним столбцом с указанием среднеквадратичных погрешностей; в качестве оператора преобразования использовали минор M_0 , выделенный из общей матрицы:

$$IFO = \begin{pmatrix} 0.59 \pm 0.015 \\ 0.11 \pm 0.008 \\ 0.032 \pm 0.003 \\ 0.014 \pm 0.001 \\ 0.033 \pm 0.005 \\ 0.22 \pm 0.016 \end{pmatrix} \quad M_0 = \begin{pmatrix} 0.600 & 0.610 & 0.470 & 0.620 & 0.629 & 0.450 \\ 0.230 & 0.207 & 0.470 & 0.080 & 0.070 & 0.040 \\ 0.070 & 0.051 & 0.050 & 0.030 & 0.000 & 0.010 \\ 0.012 & 0.014 & 0.000 & 0.000 & 0.000 & 0.000 \\ 0.034 & 0.033 & 0.000 & 0.007 & 0.010 & 0.040 \\ 0.050 & 0.090 & 0.020 & 0.270 & 0.300 & 0.450 \end{pmatrix} \quad (5)$$

Решения матричного уравнения (3) относительно неизвестного вектора X получили с помощью формулы (4). В таблице 2 представлены порядковые номера j , координаты центра для групп ячеек в секторе и значения искомых чисел x_j , которые характеризуют группы с точки зрения нахождения в них дефектных ТВС. Каждая такая группа охватывает примерно семь ячеек.

Как видно из табл. 2, наибольшее значение имеет число $x_1 = 2.12 \pm 0.07$, соответствующее группе ячеек с координатой 10-12. Значения остальных чисел x_j , как показали численные оценки, отличны от нуля в пределах осцилляций, вызванных погрешностями измерений. На этом основании было сделано заключение, что в

Таблица 2

Решение матричного уравнения

Номер группы ячеек j	0	1	2	3	4	5
Координата центра группы ячеек	10-15	10-12	08-16	07-13	07-10	08-08
Решение матричного уравнения x_j	-1.3	2.12 ± 0.07	-0.1	0.6	-0.55	0.2

расчетной области, которая охватывает семь ячеек активной зоны (рис. 6), находятся одна или несколько дефектных ТВС.

После остановки реактора на плановую перегрузку с помощью внутриреакторной системы обнаружения дефектных ТВС (СОДС-Р) и затем в процессе отмычки от натрия выгруженных из реактора ТВС, было установлено, что в период 50-й МК реактора в активной зоне имелась одна дефектная ТВС которая находилась в ячейке с координатой 09-12.

Как можно видеть из рис. 6, дефектная ТВС (отмечена крестом) находится в расчетной области.

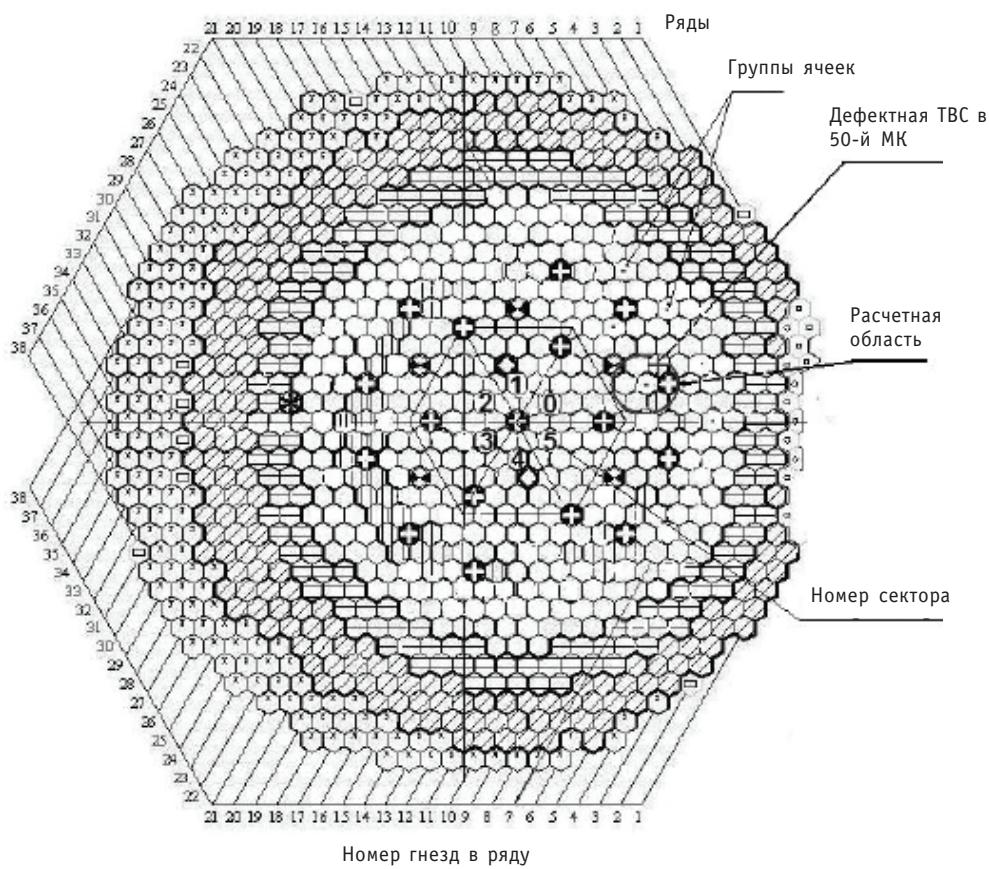


Рис. 6. Картограмма ячеек активной зоны реактора БН-600

ВЫВОДЫ

По опытным данным, полученным на реакторе БН-600 за весь период эксплуатации, составлена матрица коэффициентов для системы уравнений, связывающих показания секторной системы КГО твэлов по запаздывающим нейтронам с местоположением дефектной ТВС в активной зоне реактора.

Разработан алгоритм и составлена вычислительная программа М36, с помощью которой определяется направление на дефектную ТВС в активной зоне, сектор и группа ячеек в секторе, в которых находится дефектная ТВС.

Сравнение результатов расчетов по программе М36 с опытными данными показало в целом удовлетворительное согласие для ячеек активной зоны реактора. При этом точность локализации ограничена погрешностями измерений.

Замена детекторов нейтронов на основе счетчиков СНМ-14 на импульсные камеры деления и усовершенствование измерительных каналов в секторной системе КГО, которая производится в настоящее время в процессе модернизации, позволит повысить стабильность и улучшить точность локализации дефектных ТВС.

ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ

АЗ – активная зона реактора.

КГО – контроль оболочек твэлов.

ССКГО – секторная система КГО по запаздывающим нейтронам.

ТВС – тепловыделяющая сборка.

FO – функция отклика системы.

DN – прирост показаний детектора нейтронов.

IFO – измеренная функция отклика системы.

МК – микрокампания реактора (155 суток).

М₀ – минор, выделенный из общей матрицы для сектора с номером $i=0$.

Литература

1. Бабушкин А.А., Лисицын Е.С., Жилкин А.С. и др. Система КГО и СОДС реактора БН-600/Доклад на конференции «Системы и средства радиационного контроля на АЭС». – Нововоронежская АЭС, 1984.
2. Жилкин А.С., Осипов С.Л., Сергеев В.А., Лисицын Е.С. и др. Авторское свидетельство № 1669311, 1991.
3. Корн Г., Корн Т. Справочник по математике. – М.: Наука, 1978.

Поступила в редакцию 14.10.2010

АВТОМАТИЗИРОВАННЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ОБЛУЧЕННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600

М.В. Куприенко, С.С. Сагалов, А.Н. Костюченко, Е.В. Кубасов
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Создано современное методическое оборудование для послеэксплуатационного контроля состояния сборок, поглощающих и тепловыделяющих элементов реактора БН-600. Оснащение защитной камеры БАЭС технологическим и исследовательским оборудованием второй модернизации в настоящее время позволяет проводить эффективную диагностику состояния элементов активной зоны реактора БН-600.

Ключевые слова: автоматизированный комплекс, защитная камера, контроль, послеакторные исследования.

Key words: automated complex, shielded cell, inspection, post-irradiation examination.

ВВЕДЕНИЕ

Непрерывно ведущиеся работы по повышению безопасности и улучшению технико-экономических показателей российских ядерных реакторов основываются на опыте эксплуатации и результатах исследования облученных элементов активных зон (АЗ) в специализированных материаловедческих лабораториях и на стендах инспекции при АЭС. Разрушающие исследования, осуществляемые дистанционно в защитных камерах, отличает высокая трудоемкость, дороговизна и неизбежность появления радиоактивных отходов. Экологическая чистота, высокая производительность и, как следствие, возможность получения статистически значимой информации – основные достоинства неразрушающих методов диагностики. Уровень развития этих методов во многом определяет объем, достоверность и представительность результатов послеакторных материаловедческих исследований облученных элементов АЗ.

В рамках комплексного плана повышения эффективности и безопасности производства Белоярской АЭС специалистами НИИАР совместно с сотрудниками станции проведены работы по созданию на современной основе комплекса средств неразрушающего контроля элементов АЗ БН-600. С 2000 по 2008 гг. в защитной камере третьего энергоблока БАЭС введен в эксплуатацию ряд наиболее востребованных в практике материаловедческих лабораторий методик дистанционного исследования формоизменения твэлов, пэлов и чехлов реакторных сборок, а также вихревоковой дефектоскопии твэлов [1]. Получаемая информация используется для анализа работоспособности и безопасности существующих конструкций

© М.В. Куприенко, С.С. Сагалов, А.Н. Костюченко, Е.В. Кубасов, 2011

элементов активных зон реактора БН-600, оптимизации разрабатываемых конструкций, конструкционных материалов, режимов их эксплуатации в модернизированных АЗ при поэтапном повышении их ресурсных характеристик.

СОСТАВНЫЕ ЧАСТИ КОМПЛЕКСА

Автоматизированный комплекс для неразрушающих исследований облученных элементов реактора БН-600 размещен в операторском помещении и защитной камере (ЗК) энергоблока № 3 Белоярской АЭС. В состав комплекса входят

- канал измерения геометрических параметров чехлов сборок стальной защиты (СС3) и сборок борной защиты (СБ3);
- канал измерения геометрических параметров пэлов;
- канал измерения геометрических параметров твэлов;
- канал импульсной вихретоковой дефектоскопии твэлов;
- система управления транспортно-операционным модулем (ТОМ);
- промышленный компьютер (ПК).

Все измерительные каналы созданы с учетом многолетнего опыта и на основе технических решений, апробированных в НИИАР при исследованиях отработавших тепловыделяющих сборок различного типа и исполнения [2]. Аппаратурная часть (вторичные приборы) комплекса эксплуатируется в условиях операторского помещения, первичные преобразователи, измерительные модули и часть соединительных кабелей – в условиях защитной камеры. ПК обеспечивает управление работой составных частей комплекса, а также хранение, просмотр и обработку результатов измерения параметров контролируемых изделий.

ТЕХНИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

Канал измерения геометрических параметров чехлов СС3 и СБ3 (КЧС)

КЧС предназначен для определения геометрических параметров (размер по ребрам и «под ключ», «выпуклость» грани) чехлов СС3 и СБ3 реактора БН-600 и включает в себя следующие составные части:

- измерительный модуль;
- восемь первичных преобразователей – датчиков линейных перемещений Sony DG-810B типа «магнитная линейка»;
- вторичные преобразователи – аналого-цифровые приборы Sony LY-51;
- устройство ввода-вывода – плату Advantech PCI-1751;
- контроллер шаговых двигателей (КШД) Phytron IXEalfa-C-T.

Конструкция измерительного модуля представляет собой скобу с плоскопараллельным перемещением плунжеров первичных преобразователей в плоскости, перпендикулярной оси исследуемых изделий (рис. 1, 2). Первичные преобразователи закреплены на измерительной скобе с помощью зажимов (см. рис. 2) и отслеживают изменение расстояния между наконечниками своих плунжеров, равное изменению размеров «под ключ» и по ребрам. Сведение и разведение плунжеров датчиков осуществляется с использованием привода на базе шагового двигателя, управляемого КШД. Позиционирование исследуемого изделия осуществляется при помощи упоров (позиция 7 на рис. 2). Диапазоны измерения размеров «под ключ» – 92–98 мм; по ребрам – 107–113 мм.

Датчик линейных перемещений DG-810B имеет следующие технические характеристики:

- рабочий ход плунжера – 10 мм;
- разрешающая способность – 0,5 мкм;

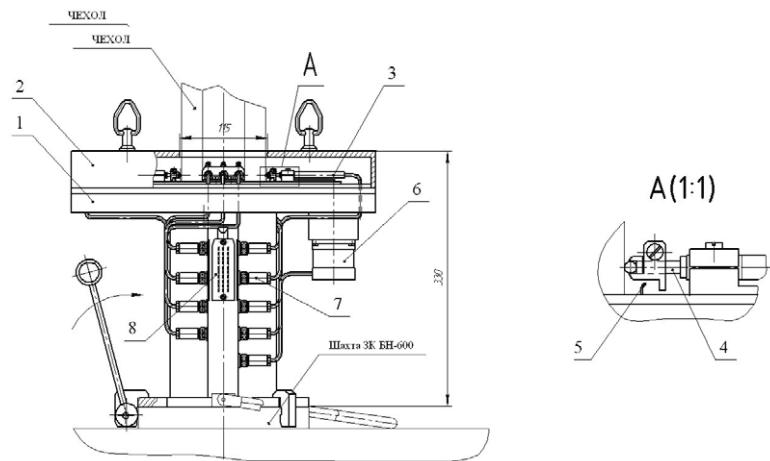


Рис. 1. Измерительный модуль КЧС (вид сбоку): 1 – корпус; 2 – колпак защитный; 3 – первичный преобразователь; 4 – плунжер преобразователя; 5 – упругий элемент перемещения; 6 – шаговый двигатель с редуктором; 7 – соединительные кабели с разъемами; 8 – колодочный разъем подсоединения

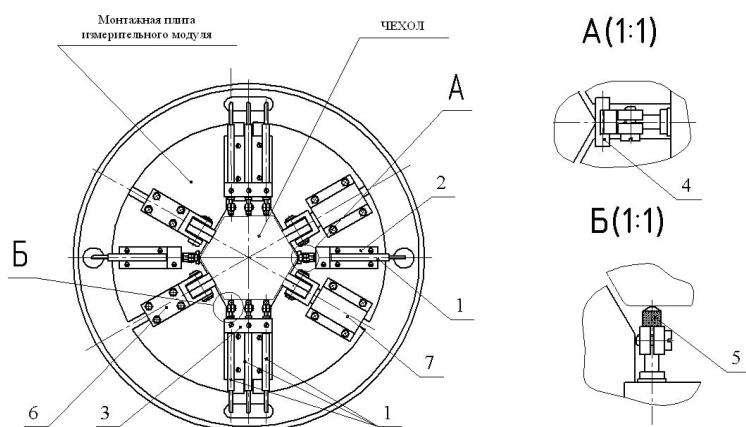


Рис. 2. Измерительный модуль КЧС (вид сверху): 1 – первичные преобразователи; 2 – зажим односторонний; 3 – зажим 3-местный; 4 – наконечник измерения по ребрам; 5 – наконечник измерения по граням; 6 – упор жесткий; 7 – упор поджимной

- паспортная погрешность – $\pm 1 \text{ мкм}$.

Схема расположения первичных преобразователей относительно контролируемого чехла представлена на рис. 3. Перемещение плунжера датчика DG-810B отслеживается вторичным прибором Sony LY-51, который передает данные о положении плунжера в ПК через плату PCI-1751 в виде BCD-кода. К каждому прибору Sony LY-51 подключено по два датчика.

Калибровка шкалы измерительной скобы с преобразователями DG-810B для абсолютных измерений размера «под ключ» осуществляется по стандартному образцу, имеющему паспортизованное значение размеров «под ключ» и по ребрам. После нормировки измерительные

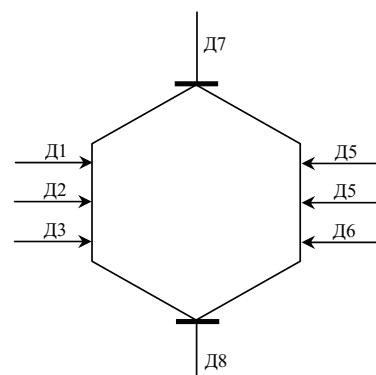


Рис. 3. Схема расположения датчиков D1-Д8 для измерения формы и размеров шестиугольных чехлов СС3 и СБ3 БН-600

блоки LY-51 выдают в ПК абсолютные значения размеров «под ключ» и по ребрам. Перенос размеров стандартного образца на измеряемое изделие осуществляется через градуировочную характеристику блока LY-51 с преобразователем DG-810B.

Исследуемое изделие перемещают относительно измерительной скобы непрерывно на всю длину сканирования. ПК опрашивает измерительные блоки LY-51 с заданным шагом по высоте чехла и формирует массив данных, при обработке которых рассчитывают его геометрические параметры (размеры по ребрам и «под ключ», выпуклость грани).

Метрологические испытания показали, что погрешность однократного измерения текущего значения размера по ребру или «под ключ» при доверительной вероятности 0,95 не превышает $\pm 20,0$ мкм.

Каналы измерения геометрических параметров пэлов (КПЭЛ) и твэлов (КТВЭЛ)

КПЭЛ и КТВЭЛ предназначены для определения геометрических параметров (диаметр, овальность) пэлов и твэлов ТВС БН-600. Схемы построения этих каналов аналогичны и включают в себя следующие составные части:

- измерительный модуль;
- два первичных преобразователя DG-810B;
- вторичный преобразователь LY-51;
- устройство ввода-вывода PCI-1751;
- контроллер IXEalpha-C-T шагового двигателя.

Конструкция измерительного модуля (рис. 4, 5) представляет собой скобу с плоскопараллельным перемещением плунжеров первичных преобразователей в плоскости, перпендикулярной оси пэла (твэла). Модуль состоит из измерительного блока, размещенного на корпусе привода, и защищен крышкой блока, на которой расположено центрирующее устройство. На корпусе привода смонтированы транспортный винт, шаговый двигатель с редуктором, разъемы и узел дистанционного подсоединения модуля к протяжке.

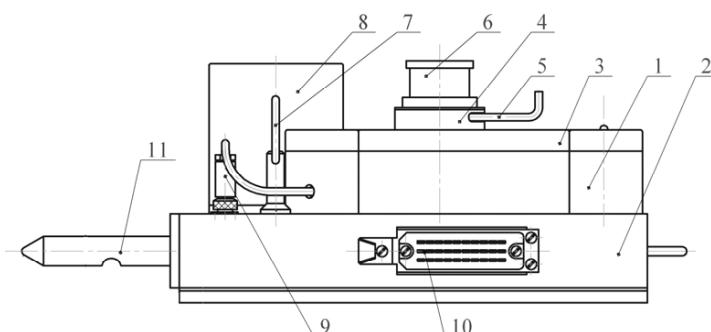


Рис. 4. Измерительный модуль КПЭЛ, КТВЭЛ (вид сбоку): 1 – блок измерительный; 2 – привод; 3 – крышка блока измерительного; 4 – зажим эксцентриковый; 5 – рукоятка зажима; 6 – центрирующая втулка; 7 – винт транспортный; 8 – колпак защитный двигателя; 9 – разъем с кабелем; 10 – разъем колодочный; 11 – узел дистанционного подсоединения модуля к ТОМ

На рисунке 5 показано размещение составных частей измерительного модуля. В крестообразный корпус вмонтированы восемь направляющих планок, в которых через шарики перемещаются ползуны с ходом 14 мм. Под воздействием пружин ползуны находятся в постоянном контакте с кулачком распределительного механизма, приводящимся в движение шаговым двигателем. Первичные преобразователи закреплены в зажимах, смонтированных на монтажных столиках. Разве-

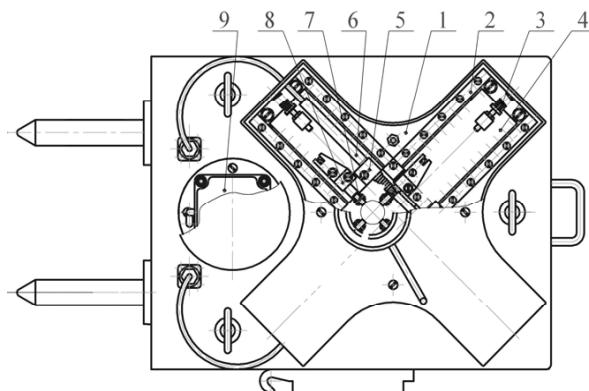


Рис. 5. Измерительный модуль КПЭЛ, КТВЭЛ (вид сверху): 1 – корпус измерительного блока; 2 – направляющая; 3 – пружина; 4 – ползун; 5 – зажим первичного преобразователя; 6 – первичный преобразователь; 7 – измерительный наконечник; 8 – зажим измерительного наконечника; 9 – двигатель

дение-сведение плунжеров преобразователей в измерительном модуле обеспечивается перемещением ползунов.

Преобразователи своими плунжерами отслеживают изменение расстояния между щупами, равное изменению диаметра образца. Перемещение щупов измерительной скобы обеспечивает измерение диаметра пэлов в диапазоне 17–23 мм (основной) и 29–35 мм (дополнительный), твэлов – в диапазоне 0–20 мм. Работа двигателя и опрос концевых выключателей крайних положений щупов осуществляется ПК через специализированный электропривод. Погрешность измерений, связанная с юстировкой щупов, не превышает ± 2 мкм.

Принципы взаимодействия между первичными преобразователями, вторичным устройством и ПК аналогичны рассмотренным для КЧС. Калибровка шкалы измерительной скобы с преобразователями DG-810B для абсолютных измерений диаметра осуществляется по стандартному образцу внешнего диаметра, прошедшему метрологическую аттестацию с помощью средств измерения более высокого класса точности (оптиметры, концевые меры длины и т.п.) и имеющему паспортизованное значение диаметра.

После сканирования изделия в заданном числе ориентаций ПК формирует и записывает на хранение файл данных, по которому рассчитывают геометрические параметры изделия: наружный и эффективный диаметр в заданном сечении, овальность.

Метрологические испытания показали, что погрешность однократного измерения текущего значения диаметра пэла при доверительной вероятности 0,95 не превышает $\pm 10,0$ мкм, твэла – $\pm 7,0$ мкм

Структурная схема взаимодействия составных частей КПЭЛ и КТВЭЛ показана на рис. 6. Исследуемый образец закрепляется в зажимное устройство механической части установки. Щупы измерительной скобы приводятся в непосредственный контакт с изделием подачей командного сигнала от ПК. Перемещение и вращение пэла (твэла) относительно скобы осуществляются специализированным электроприводом, управляемым ПК. Изменение положения плунжеров первичных преобразователей DG-810B через адаптеры DZ51 преобразуется вторичным прибором LY-51 в микрометры. Информация о данных, содержащихся в LY-51, записывается в буфер платы обмена LZ51-B. ПК через плату PCI-1751 считывает содержимое из LZ51-B с заданным шагом по длине изделия и формирует массив результатов измерения диаметра.

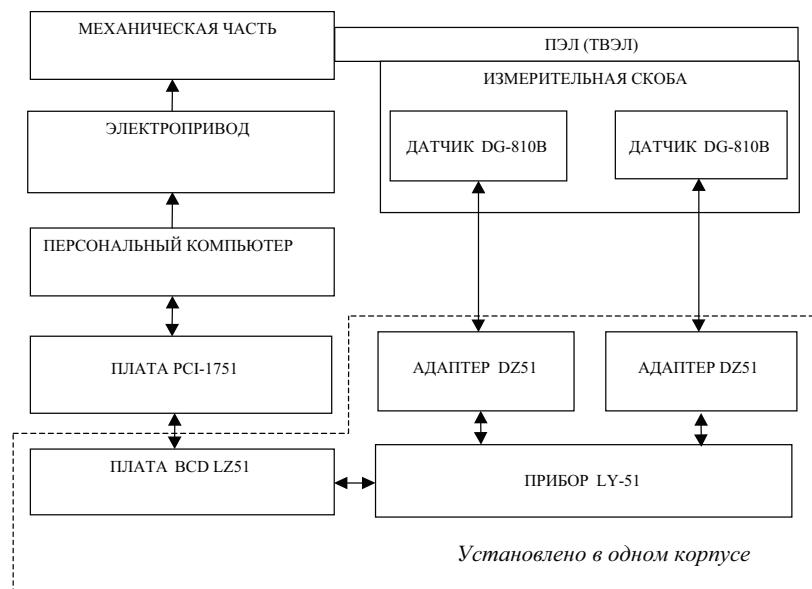


Рис. 6. Структурная схема КПЭЛ и КТВЭЛ

Канал импульсной вихревоковой дефектоскопии твэлов (КИВД)

КИВД предназначен для проведения импульсного вихревокового контроля отработавших твэлов ТВС БН-600 с целью поиска дефектов оболочек (трещин, коррозии, дебриз-повреждений и др.), определения их координат, количества и относительной величины. С помощью вихревоковой дефектоскопии выявляются также электропроводящие и магнитные включения в топливном сердечнике (продукты деления топлива и элементы коррозии оболочки), локальные изменения диаметра твэла [3].

Основные компоненты КИВД – первичный вихревоковый преобразователь (ВТП) и импульсный вихревоковый дефектоскоп (ИВД), который запитывает катушку ВТП импульсами электрического тока, возбуждая вихревые токи в оболочке, осуществляет сбор и первичную обработку информации о состоянии твэлов. В качестве первичного преобразователя используется проходной трансформаторный ВТП. Измерительные обмотки датчика включены по дифференциальной схеме, что позволяет повысить чувствительность к локальным дефектам и ослабить влияние плавных изменений диаметра оболочки, ее толщины и электропроводности по длине твэла. Импульсный вихревоковый дефектоскоп спроектирован на основе ПК с установленными в нем платой 12-разрядного АЦП и платой формирователя возбуждающих импульсов. Обе платы выполнены в конструктиве PCI.

На рисунке 7 иллюстрируется взаимодействие отдельных узлов дефектоскопа. Плата формирователя импульсов (ФИ) обеспечивает питание возбуждающей обмотки ВТП импульсами тока. Сигнал ВТП, снимаемый с измерительных обмоток, усиливается и поступает через фильтры низких и верхних частот (ФНЧ и ФВЧ) на плату АЦП, где преобразуется в последовательность 12-разрядных кодов путем оцифровки через равные промежутки времени. АЦП работает в режиме аппаратного (независимо от центрального процессора ПК) набора массива данных и запускается по переднему фронту импульса тактового генератора платы ФИ одновременно с генерацией импульса тока в возбуждающей обмотке ВТП. Для промежуточного хранения кодов используется память типа FIFO. Синхронизация работы платы ФИ и платы АЦП осуществляется с помощью импульсов, поступающих на

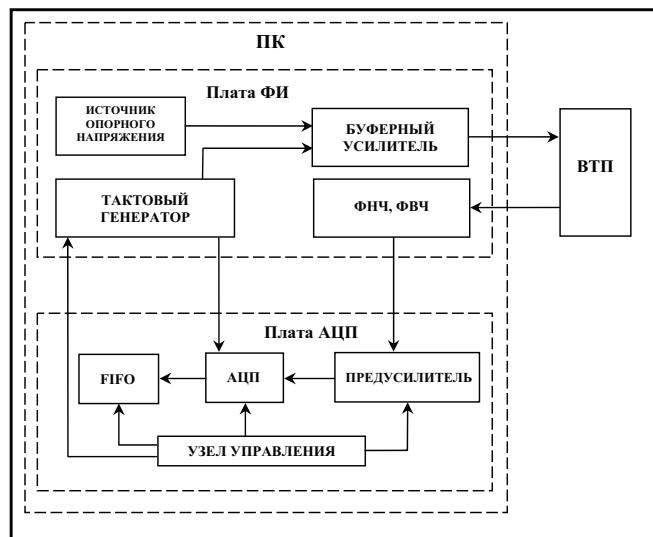


Рис. 7. Структурная схема канала вихретоковой дефектоскопии

тактовый генератор платы ФИ с узла управления АЦП.

Для калибровки дефектоскопа используются контрольные образцы, изготавливаемые из оболочечной трубы 6,9×0,4 мм (материал: сталь ЧС-68 х.д., сталь ЭП-823), с известными дефектами: сквозными отверстиями различного диаметра (минимальный размер – 0,3 мм), наружными и внутренними поперечными и продольными рисками, внутренними магнитными вставками различной длины [1]. Идентификационные признаки дефектов (амплитуда, полярность, скорость нарастания отклика и др.), полученные с помощью контрольных образцов, в дальнейшем используются для расшифровки вихретоковых диаграмм исследуемых твэлов [3].

В качестве примера на рис. 8а приведена ВТ-диаграмма, полученная при сканировании контрольного образца (рис. 8б) с оболочкой из аустенитной стали ЧС-68. В качестве магнитной вставки использован отрезок оболочки из стали ЭП-823 длиной 5 мм.

Приведенная диаграмма иллюстрирует, в частности, разную полярность сигналов для дефектов сплошности оболочки и магнитного включения.

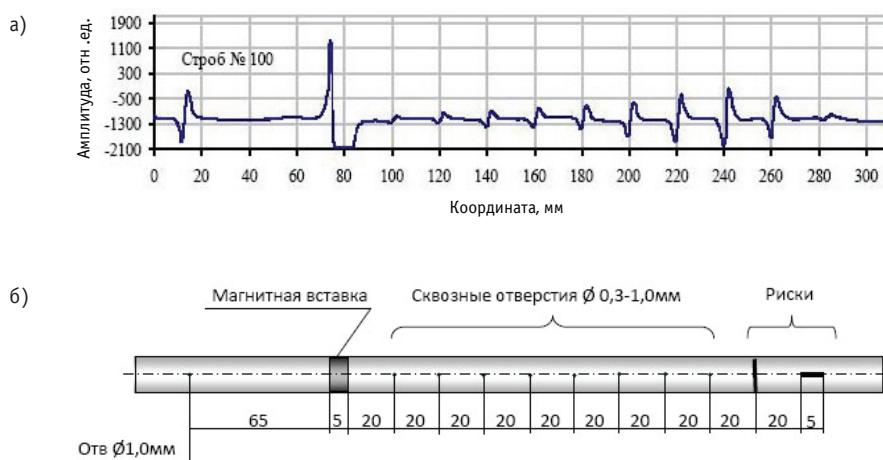


Рис. 8. ВТ-диаграмма (а) и схема размещения дефектов (б) контрольного образца

Система управления транспортно-операционным модулем

Транспортно-операционный модуль (ТОМ) предназначен для перемещения сканируемого изделия в аксиальном направлении и его вращения относительно измерительных датчиков. ТОМ обеспечивает непрерывный режим вертикального перемещения объекта контроля с возможностью измерения диаметра в точках с шагом, кратным значению 2,5 мкм. При этом погрешность осевого позиционирования не хуже ± 50 мкм, а выбор азимутальной ориентации осуществляется с шагом 0,5° во всем диапазоне от 0 до 360°.

Система управления ТОМ (СУ ТОМ) обеспечивает дистанционное проведение транспортных операций с исследуемым изделием в процессе гамма-сканирования, профилометрии и вихревоковой дефектоскопии. Основными блоками СУ ТОМ являются промышленный компьютер и контроллер шаговых двигателей IXEa-C-T. КШД предназначен для управления работой двухфазных шаговых двигателей (ДШР-65, ДШР-130 и т.п.), а ПК обеспечивает управление и контроль состояния КШД.

Структурная схема взаимосвязи ТОМ и СУ ТОМ с использованием каналов профилометрии и дефектоскопии показана на рис. 9. Перед началом проведения из-

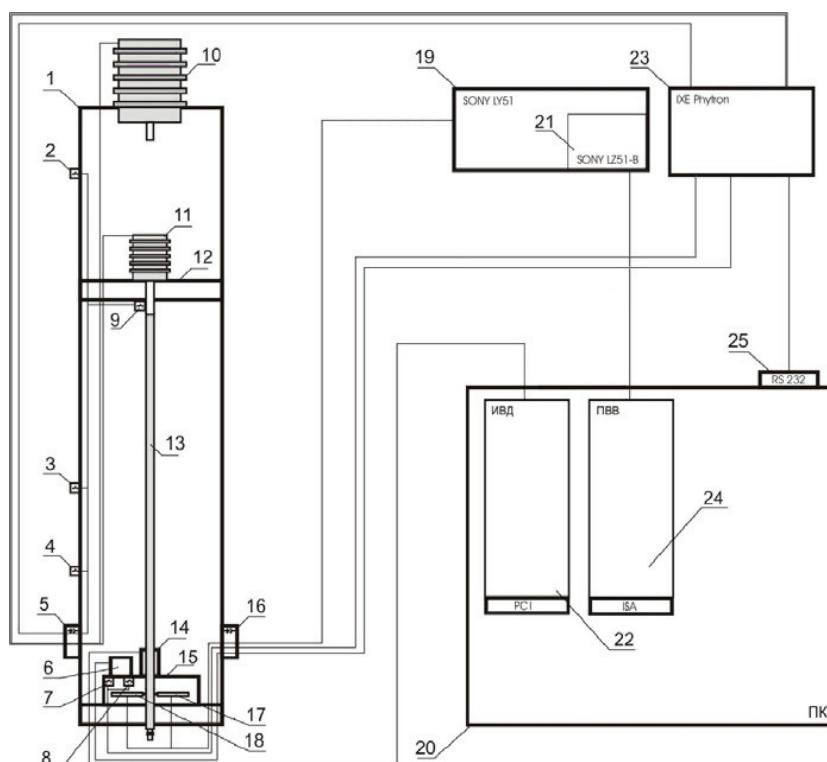


Рис. 9. Структурная схема взаимосвязи составных частей комплекса: 1 – ТОМ; 2, 4 – конечные выключатели (КВ) крайних положений перемещения твэла по длине; 3 – КВ механической точки нуля (МОР) при перемещении твэла по длине; 5 – соединительный разъем для силовых кабелей шаговых двигателей (ШД) ТОМ и КВ 2, 3, 4; 6 – ШД канала профилометрии; 7, 8 – КВ крайних положений перемещения профилометрических датчиков; 9 – КВ механической точки нуля (МДР) при вращении твэла; 10 – ШД перемещения твэла по длине; 11 – ШД вращения твэла; 12 – траверса вертикального перемещения; 13 – исследуемый образец (твэл); 14 – вихревоковый датчик; 15 – профилометрический съемный модуль; 16 – соединительный разъем для сигнальных кабелей и конечных переключателей каналов профилометрии и дефектоскопии; 17, 18 – профилометрические датчики; 19 – вторичный прибор LY-51 канала профилометрии; 20 – ПК; 21 – интерфейс связи LZ51-B канала профилометрии с ПК; 22 – импульсный вихревоковый дефектоскоп; 23 – контроллер IXEa-C-T; 24 – плата ввода-вывода; 25 – интерфейс связи RS232 ПК с контроллером СУ ТОМ IXEa-C-T

мерений ПК подает команду КШД на разведение профилометрических датчиков в крайние положения. Исследуемый образец устанавливается в захват, размещенnyy на ШД вращения. Далее ПК подает команду контроллеру IXEa-C-T на поиск шаговыми двигателями 10,11 механических точек нуля. При наезде траверсы на конечный выключатель 3-шаговый двигатель 10 производит откат траверсы вверх на заданное расстояние. Найденное положение считается началом отсчета измерений. Аналогичная процедура производится для двигателя вращения 11. После этого ПК подает команду КШД на сведение датчиков линейных перемещений в рабочее положение и задает высотные и азимутальные координаты сканирования образца. В процессе проведения измерений ПК обрабатывает получаемые результаты каналов профилометрии и дефектоскопии, состояния конечных выключателей и координаты положения траверсы. При завершении процесса исследования КШД разводит профилометрические датчики в крайние положения, а шаговый двигатель возвращает траверсу в исходное положение для загрузки (выгрузки) образцов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных работ создано современное методическое оборудование для послеэксплуатационного контроля состояния сборок, поглощающих и тепловыделяющие элементов реактора БН-600. При разработке методологии контроля учитывался опыт послереакторных исследований облученных элементов АЗ в защитных камерах НИИАР, а также опыт эксплуатации специалистами Белоярской АЭС оборудования предыдущего поколения при неразрушающих исследованиях ТВС БН-600 [4]. Оснащение защитной камеры БАЭС технологическим и исследовательским оборудованием второй модернизации в настоящее время позволяет проводить эффективную диагностику состояния элементов АЗ [5].

Дальнейшие перспективы развития комплекса для неразрушающего контроля могут быть связаны с расширением круга исследовательских задач, решаемых с использованием защитной камеры третьего энергоблока, а также созданием прототипов технологического оборудования и установок для проведения послеэксплуатационного контроля работоспособности реакторных сборок в защитной камере энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800.

Литература

1. Баканов М.В., Ненахов А.В., Чуев В.В. и др. Контроль работоспособности реакторных сборок после эксплуатации в активных зонах БН-600. Вторая модернизация оборудования «горячей» камеры // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №2. – С. 167-186.
2. Дворецкий В.Г., Куприенко М.В., Рабинович А.Д., Сагалов С.С. Комбинированная установка нового поколения для вихревоковой дефектоскопии и профилометрии облученных твэлов/ Сборник трудов ГНЦ РФ НИИАР, 1999. – Вып. 1. – С. 3-12.
3. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Вихревоковые методы контроля в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. – 216 с.
4. Козманов Е.А., Огородов А.Н., Чуев В.В. Методическое обеспечение первичных послереакторных исследований элементов активной зоны реактора БН-600/ Сборник научных трудов «Исследования конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С. 3-47.
5. Чуев В.В. Поведение конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности: автореферат диссертации на соиск. учен. степ. докт. техн. наук. – Заречный, 2007.

Поступила в редакцию 14.10.2010

АНАЛИЗ ДИНАМИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА ПОСЛЕ ЗАМЕНЫ МОДУЛЕЙ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Бельтиков, П.П. Говоров,
А.А. Кузнецов**
Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлена методика расчета поступления водорода в натрий второго контура энергоблока БН-600 после замены модулей парогенератора ПГН-200М. Показано, что основной источник поступления – диффузия водорода со стороны третьего контура с новых испарительных модулей, поверхности теплообмена которых еще не прошли пассивацию.

Ключевые слова: водород, методика расчета, парогенератор, продление срока эксплуатации, ресурс.

Key words: hydrogen, computational technique, steam generator, lifetime extension, lifetime.

ВВЕДЕНИЕ

Энергоблок №3 Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-600 введен в эксплуатацию 8 апреля 1980 г. 30-летний опыт работы энергоблока показал его надежность, безопасность и эффективность. Максимальный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ), достигнутый на энергоблоке БН-600, – 83,5%, средний КИУМ (медиана) – 75,7%. Период эксплуатации энергоблока БН-600 в режиме выработки электроэнергии превысил соответствующие периоды всех когда-либо действовавших крупных реакторных установок на быстрых нейтронах (свыше 200 000 часов). За это время выработано более 100 млрд. кВт·ч электроэнергии.

Назначенный проектом 30-летний срок эксплуатации энергоблока БН-600 истек в апреле 2010 г. Успешная эксплуатация блока в течение проектного срока службы, комплекс работ, выполненных в рамках программы подготовки блока к продлению срока эксплуатации, позволили продлить расчетный срок службы энергоблока БН-600 с 30 до 40 лет – до 2020 г.

В числе работ по замене оборудования, выработавшего свой ресурс, особняком (и по объему, и по сложности) стоит замена модулей парогенераторов ПГН-200М. Весной 2007 г. заменены четыре испарительных, два основных и два промежуточных пароперегревательных модуля парогенератора пятой петли; в 2008 г. – шесть полных секций (18 модулей) парогенератора петли № 4, весной 2009 г. – 23 мо-

© Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Бельтиков, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов, 2011

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

дуля парогенератора петли № 6. В апреле-мае 2010 г. заменены две секции (6 модулей) ПГ № 4, три полных секции и один основной пароперегревательный модуль петли №5. В общей сложности с 2007 по 2010 гг. выполнена замена 65-ти из 72-х модулей парогенераторов энергоблока БН600.

Подобные по масштабу и характеру работы велись только при монтаже третьего блока Белоярской АЭС в 1970-х гг., и в условиях его промышленной эксплуатации произведены впервые.

В таких условиях ощущимее проявляют себя процессы, возможно, носившие не столь выраженный характер при вводе блока в эксплуатацию. В частности, при пусках блока и последующей работе на мощности после замены модулей в 2007–2009 гг. отмечено повышение концентрации водорода в натрии второго контура. Согласно действующей эксплуатационной документации, концентрация водорода во втором контуре в 0,35 ppm считается признаком межконтурной течи парогенератора, поэтому особенно важно было однозначно установить источники и механизм поступления водорода во второй контур, а также оценить возможные скорости его поступления после проведения последующих замен модулей парогенераторов. Указанной цели удалось достичь, проведя сравнительный анализ динамики поступления водорода во второй контур во время пусков и работы блока на мощности после замены модулей ПГ пятой и четвертой петель в 2007 и 2008 гг. соответственно.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ И СИСТЕМ

Источником тепла блока №3 Белоярской АЭС служит реактор на быстрых нейтронах БН-600 тепловой мощностью 1470 МВт. «Горячий» натрий, выходящий из активной зоны и зоны воспроизводства поступает в верхнюю смесительную часть корпуса реактора и далее на вход шести (по два на петлю циркуляции) промежуточных теплообменников (ПТО), где отдает тепло натрию второго контура.

Из ПТО «горячий» натрий второго контура поступает в раздающий коллектор ПГ, затем снизу-вверх в межтрубное пространство основных и промежуточных пароперегревательных модулей, откуда по переливным трубопроводам попадает в межтрубное пространство испарительных модулей парогенератора.

После испарителей охлажденный натрий второго контура поступает в «холодный» коллектор, затем в буферный бак натрия и всасывающий коллектор главного циркуляционного насоса второго контура (ГЦН-2), откуда вновь нагнетается в ПТО соответствующей петли. Конструкция секции парогенератора ПГН-200М представлена на рис. 1.

В составе оборудования второго контура предусмотрены четыре бака запаса натрия, предназначенные для аварийного слива теплоносителя одной из петель, хранения запаса натрия для расхолаживания низов испарителей при подключении петли на работающем блоке, а также компенсации изменений объема натрия в петлях при изменении температуры.

Очистка натрия второго контура от примесей осуществляется холодными фильтрами-ловушками (ФЛ), которых имеется по две на петлю циркуляции. Натрий подается на очистку с напора и возвращается во всасывающий коллектор ГЦН-2 соответствующей петли. Принцип очистки заключается в охлаждении натрия до температуры несколько ниже температуры насыщения при имеющейся концентрации примесей в контуре и улавливании выпавших кристаллов примесей в зонах фильтрации, охлаждения и отстойника. Существующая технологическая схема позволяет подключать ФЛ одной петли на очистку натрия любой другой петли циркуляции, а также баков запаса натрия второго контура.

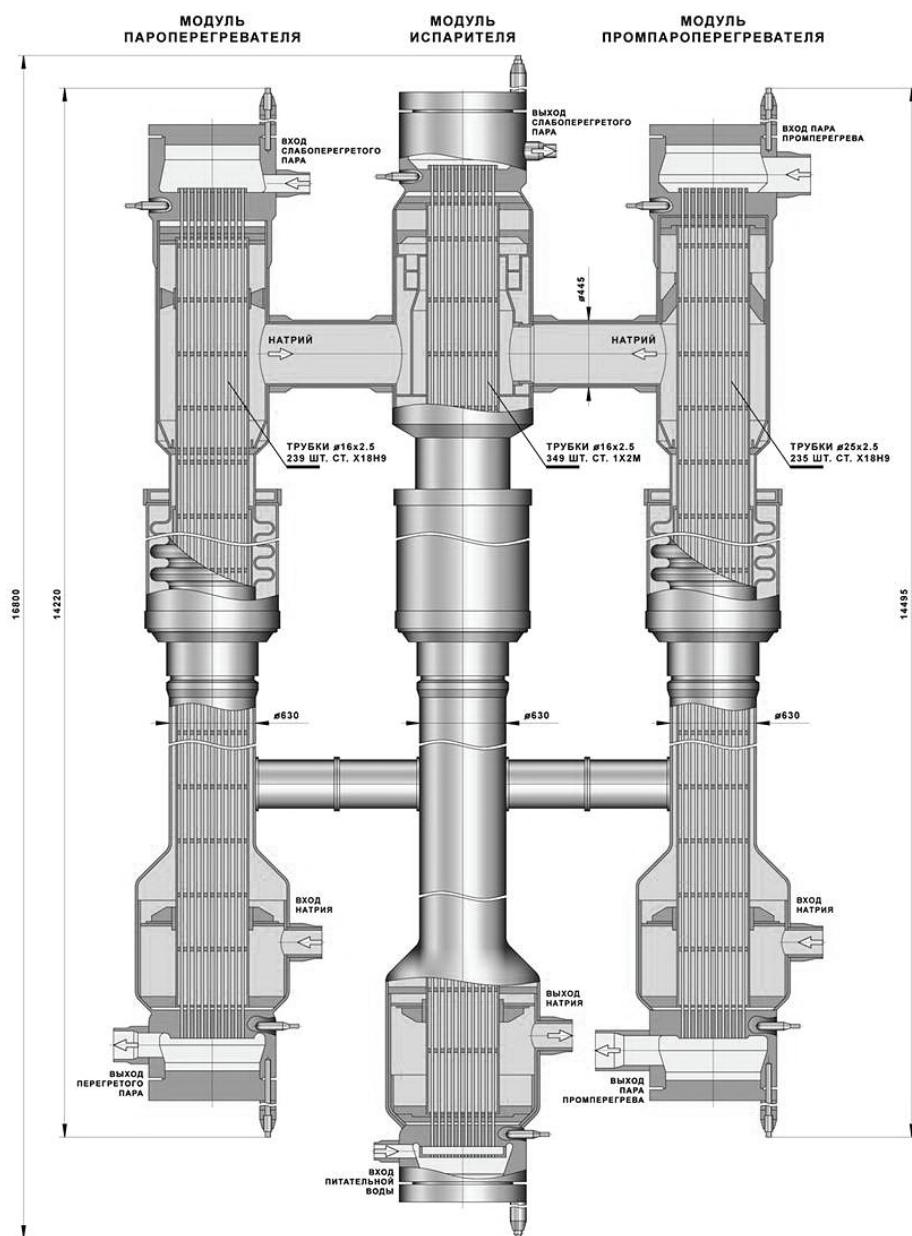


Рис. 1. Секция парогенератора ПГН-200М

Для третьего контура энергоблока БН-600 принят аммиачно-гидразинный водно-химический режим, позволяющий осуществлять подачу в питательный тракт аммиака для поддержания pH питательной воды в пределах 9,1–9,5 и ввод в конденсатный тракт гидразин-гидрата до содержания его в питательной воде 20–60 мкг/кг.

Для контроля межконтурной плотности парогенератора по изменению концентрации водорода в натрии в составе каждой петли циркуляции по второму контуру предусмотрены восемь индикаторов водорода автоматических ИВА – по одному на каждую секцию парогенератора. Датчик водорода представляет собой ни-

келевую мембрану толщиной 0,25 мм. Внешняя поверхность мембранны омывается натрием, внутренняя полость вакуумируется магниторазрядным насосом. В полости насоса под действием напряжения в 4,5 кВ происходит ионизация проникающего через мембрану водорода. Образовавшиеся в результате протоны перемещаются к титановым катодным пластинам, создавая ток через электронную измерительную схему. Отбор натрия на индикаторы водорода осуществляется с выхода испарительных модулей.

ИСТОЧНИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА

Источники поступления водорода в натрий второго контура можно разбить на две категории. Во-первых, это водородосодержащие химические соединения, имевшиеся в контуре до заполнения его натрием по окончании ремонтных работ. Сюда входят продукты взаимодействия остатков теплоносителя с воздухом, проникающим во внутренние полости оборудования при производстве работ с его вскрытием по второму контуру. Несмотря на принятие ряда эффективных мер для минимизации такого взаимодействия с учетом большого объема монтажных работ по замене модулей парогенератора количество водорода, поступившего во второй контур с атмосферной влагой, может оказаться существенным. Другим источником водорода этой категории являются загрязнения поверхностей вновь устанавливаемого оборудования, вызванные технологией его изготовления, качеством консервации, обращением перед монтажом в контур (например, отложения продуктов коррозии на поверхности новых модулей, в том числе гидратированная окись железа). Учитывая, что технология очистки внутренних поверхностей модулей парогенератора в условиях Белоярской АЭС к настоящему времени не разработана, единственным доступным способом удаления таких загрязнений признан их смыв натрием после монтажа в контур.

Ко второй категории можно отнести смежные с натриевым оборудованием водородосодержащие технологические среды. В отсутствие протечек масла через уплотнения ГЦН, межконтурных течей парогенератора и при надлежащем качестве защитного газа основным источником водорода этой категории является его диффузия со стороны третьего контура. В нормальных условиях скорость поступления водорода в натрий со стороны третьего контура составляет 5–10 г/сут, или 0,2–0,4 г/ч.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА СКОРОСТИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА

Изменение массы некоторой примеси в контуре в общем случае можно описать следующим соотношением:

$$\partial m_k = \partial m_{bh} - (\partial m_{fl} - \partial m'_{fl}),$$

где ∂m_k – изменение массы примеси в контуре; ∂m_{fl} – масса примеси, уносимая с расходом теплоносителя на систему очистки; $\partial m'_{fl}$ – остаточная масса примеси, возвращаемая в контур после очистки на ФЛ; ∂m_{bh} – изменение массы примеси, обусловленное другими внутренними или внешними процессами.

Переходя от масс к массовым концентрациям и расходам, получим

$$M\partial C = \partial m_{bh} - (C - C')G\partial\tau,$$

$$\frac{\partial m_{bh}}{\partial\tau} = M\frac{\partial C}{\partial\tau} + (C - C')G,$$

где M – масса теплоносителя в контуре; C и C' – концентрации примеси в контуре

и теплоносителе, возвращаемом после очистки; G – расход натрия на очистку; τ – время.

Скорость поступления водорода во второй контур $\frac{\partial m_{\text{вн}}}{\partial \tau}$ нетрудно рассчитать, используя показания индикаторов водорода ИВА, данные по расходу натрия через ФЛ, и полагая C' равной концентрации водорода в насыщенном растворе в натрии при температуре на выходе из фильтров-ловушек.

Все перечисленные параметры регистрируются штатными измерительными приборами и хранятся в базе данных вычислительной сети Белоярской АЭС. Для расчетов использовались усредненная концентрация водорода по ИВА, расходы на общем выходе и температуры натрия на выходе подключенных к петле фильтров-ловушек. $\frac{\partial C}{\partial \tau}$ вычислялась как разность между последовательными значениями усредненной концентрации водорода по ИВА, деленная на интервал времени между моментами регистрации соответствующих параметров в вычислительной сети.

АНАЛИЗ ДИНАМИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА

На основе изложенной выше методики получены данные по скоростям поступления водорода в натрий второго контура в предпусковой период, при пусках и при работе блока на мощности после замены модулей парогенераторов весной 2007 и 2008 гг.

При анализе поступления водорода в натрий второго контура исходили из того, что водород может поступать из двух источников:

- за счет растворения поверхностных загрязнений вновь установленных модулей, а также продуктов взаимодействия натрия с влагой воздуха, попавшего в полости ПГ по стороне второго контура при ремонтных работах;
- за счет диффузии со стороны третьего контура.

При этом в случае растворения поверхностных загрязнений скорость поступления водорода во второй контур, при прочих равных условиях, будет пропорциональна площади их контакта с натрием, а в случае коррозионного происхождения водорода – площади контакта теплообменной поверхности вновь установленных модулей с водой.

На рисунке 2 представлены графики скоростей поступления водорода в натрий второго контура пятой и четвертой петель при пуске и работе блока на мощности после замены модулей парогенераторов в пересчете на один вновь установленный испаритель. Ноль временной шкалы соответствует достижению блоком рабочих параметров. Как видим, за исключением пускового периода и примерно трех суток по завершении пусковых операций эти скорости совпадают. Следовательно, в долгосрочной перспективе поступление водорода в натрий в обоих случаях определялось коррозионными процессами со стороны третьего контура.

Однако при пуске блока скорость поступления водорода в натрий пятой петли была значительно – до трех раз – выше, чем для четвертой, что требует дополнительного анализа. В связи с этим необходимо отметить некоторые важные факты:

- в весенний ремонт 2007 г. была произведена замена двух полных секций и двух испарителей парогенератора петли № 5, весной 2008 г. заменены модули шести секций парогенератора четвертой петли;
- в обоих случаях при заполнении ПГ по второму контуру проводилось «кополаскивание» вновь установленных модулей натрием из баков запаса второго контура для смыва поверхностных загрязнений;

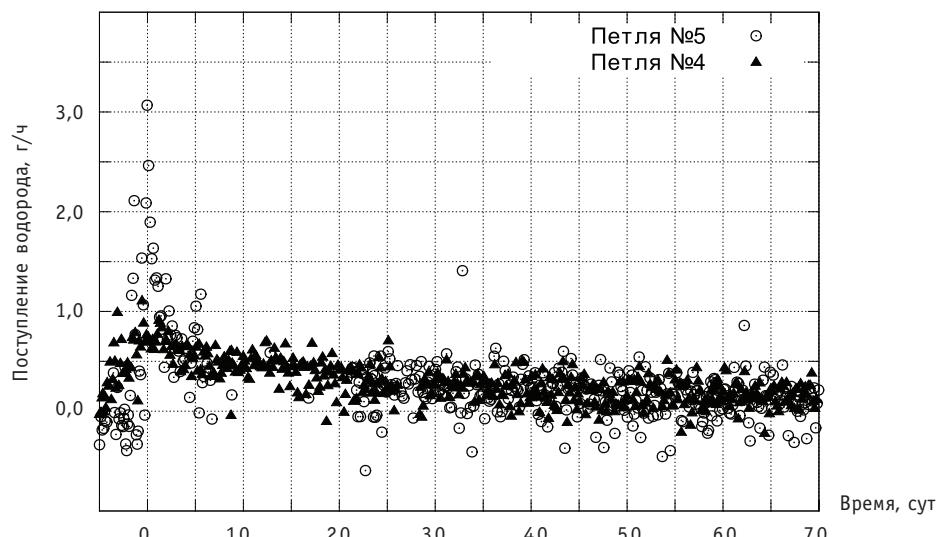


Рис. 2. Скорости поступления водорода в натрий второго контура пятой и четвертой петель после замены модулей парогенераторов в пересчете на один вновь установленный испаритель

- пневмоиспытания новых модулей парогенератора петли № 5 проводились аргоном без подъема температуры во втором контуре.
- пневмоиспытания вновь установленных модулей парогенератора четвертой петли проводились в составе контура 19.05.2008 г. с подъемом температуры натрия до 325°C;
- пуск блока весной 2007 г. проходил на двух петлях; в процессе пуска при температуре в горячей части пятой петли около 375°C обнаружена неплотность задвижки 6М-200Б, после чего примерно к 0:00 13.05.2007 г. блок был разгружен для устранения дефекта; выход на рабочие параметры состоялся около 6:00 14.05.2007 г.; общая продолжительность пусковых операций – около двух суток;
- при пуске блока весной 2008 г. делались выдержки со стабилизацией параметров для оценки темпов роста концентрации водорода во втором контуре четвертой петли; выход на рабочие параметры состоялся 28.05.2008 г.; в общей сложности на пусковые операции ушло больше трех суток;
- в 2007 и 2008 гг. поступление водорода во второй контур пятой и четвертой петель в предпусковой период в целом отсутствовало вплоть до их заполнения по третьему контуру – в том числе при повышении температуры натрия во время пневмоиспытаний четвертой петли. В то же время при заполненных по третьему контуру парогенераторах уже сравнительно небольшой подъем параметров приводит к тому, что скорость поступления водорода во второй контур приобретает в среднем положительные значения.

Последнее можно объяснить лишь в том случае, если источником поступления водорода в натрий при пусках после замены модулей была исключительно его диффузия со стороны третьего контура.

Рассмотрим подробнее, как менялась скорость поступления водорода в натрий четвертой, пятой и шестой петель при пусках блока весной 2007 и 2008 гг. На петле № 6 в весенний ремонт 2007 г. была проведена химпромывка, и диффузионное происхождение поступающего во второй контур водорода не вызывает сомнений.

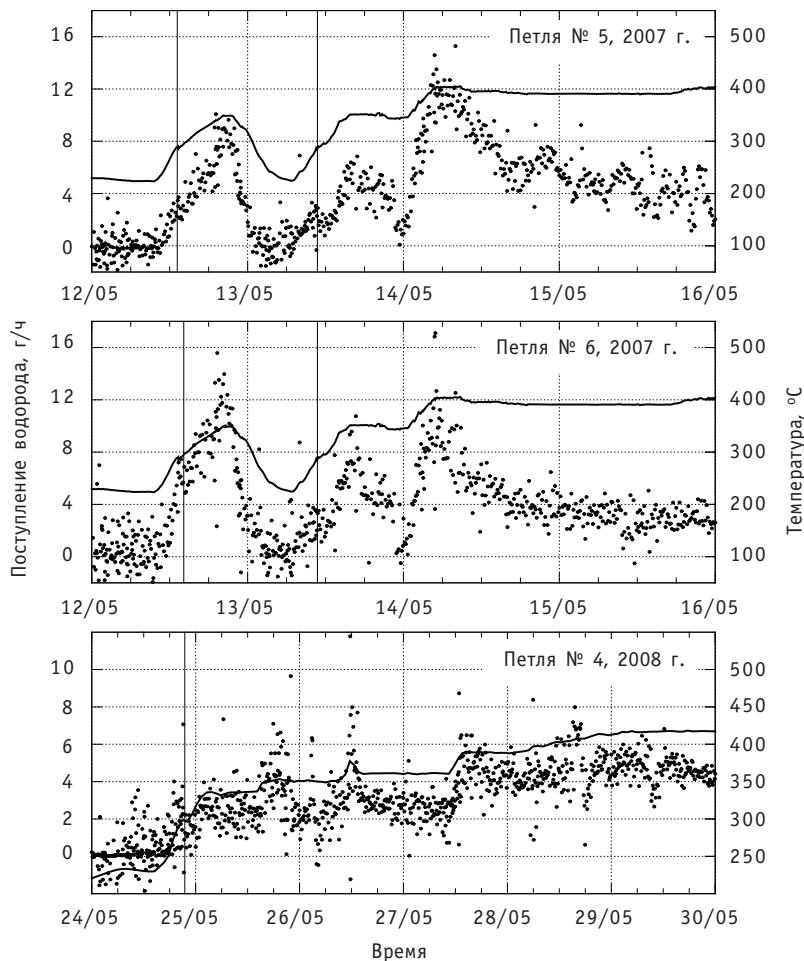


Рис. 3. Скорость поступления водорода в натрий второго контура петель №4, 5, 6: ● – скорость поступления водорода; — — средняя температура натрия в парогенераторе; сплошными вертикальными линиями отмечены моменты перевода парогенераторов в паровой режим

Соответствующие графики приведены на рис.3. Сплошными вертикальными линиями помечены моменты перевода парогенераторов в паровой режим. Как уже говорилось, в случае коррозионного происхождения поступающего во второй контур водорода скорость его поступления должна быть пропорциональна площади контакта теплообменной поверхности испарителей с водой. Следовательно, при переводе парогенератора в паровой режим поступление водорода во второй контур должно снижаться с уменьшением этой площади.

Как видно из графиков на рис. 3, снижение скорости поступления водорода имело место во всех случаях. Однако при первом переводе на пар парогенераторов пятой и шестой петель, примерно в 14:00 12.05.07, относительное снижение скорости поступления водорода ниже, чем при повторном, около 11:00 13.05.07, что указывает на существование в третьем контуре существенного источника водорода помимо коррозии и сравнительно малый вклад коррозии в суммарный поток водорода со стороны третьего контура.

В условиях принятого на блоке водно-химического режима таким источником водорода в третьем контуре может быть гидразин. Известно, что в парогенераторе излишки этого вещества, не израсходованные на связывание кислорода и восстановление железа, могут разлагаться с выделением водорода.

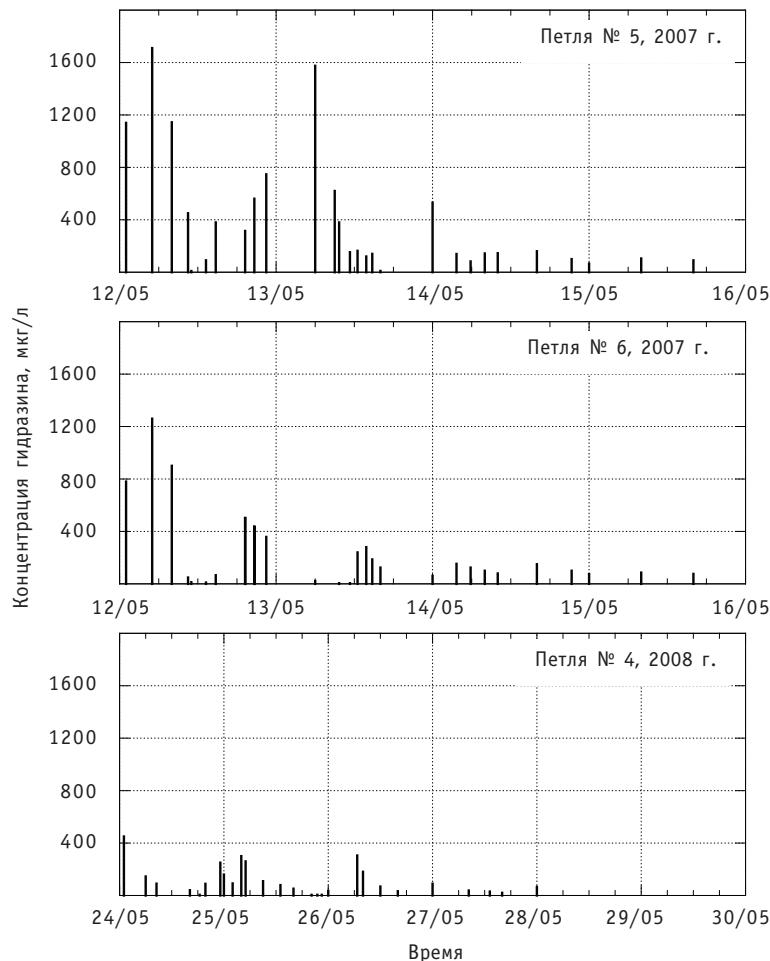


Рис. 4. Концентрация гидразина в питательной воде парогенераторов по данным химанализа

Характер изменения концентрации гидразина в питательной воде парогенераторов в анализируемые периоды представлен на графиках рис. 4. Как видим, значительные различия в динамике поступления водорода в натрий четвертой, пятой и шестой петель при пусках блока после замены модулей парогенераторов могли быть вызваны значительно более высокой концентрацией гидразина в питательной воде в случае петель № 5 и 6.

По результатам проделанного анализа были сделаны следующие выводы.

- Причиной повышенного поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов пятой и четвертой петель блока № 3 Белоярской АЭС явилась его диффузия со стороны третьего контура.

- Водород имел, в основном, коррозионное происхождение. Исключение составил период от начала пуска блока до двух-трех суток с момента достижения рабочих параметров в случае пятой петли, когда дополнительным источником водорода могли быть излишки гидразина в питательной воде.

- При последующих заменах модулей ПГ ожидаемая скорость поступления только коррозионного водорода в натрий второго контура в начальный период после достижении блоком рабочих параметров составит около 0,8 г/ч на вновь установленный испаритель.

С учетом полученных результатов откорректированы требования эксплуатационной документации в части ведения водно-химического режима блока после замены модулей парогенераторов и проведения химпромывок с целью снижения концентрации гидразина в питательной воде.

Перед пуском блока после замены 23-х модулей ПГ № 6 в мае 2009 г. была выполнена прогнозная оценка скорости поступления водорода во второй контур шестой петли после вывода блока на номинальную мощность. Ее величина составила 6,5 г/ч. При этом фактическая скорость поступления водорода во второй контур ПГ № 6 по достижении блоком номинальных параметров составила \approx 7 г/ч.

В весенний ремонт 2010 г. заменены две секции (шесть модулей) ПГ № 4, три испарительных и один основной пароперегревательный модуль петли № 5. Скорость поступления водорода во второй контур по достижении блоком номинальных параметров прогнозируется на уровне 1,7 г/ч для четвертой петли и 2,5 г/ч для петли № 5. При этом при расходе натрия на очистку в 8 м³/ч и температуре натрия на выходе из ФЛ 130°C концентрация водорода в натрии четвертой петли может достигнуть 0,3 ppm, пятой петли – 0,4 ppm.

Для сравнения, скорость поступления водорода во второй контур в случае течи воды в натрий величиной 0,1 г/с составит 40 г/ч, что значительно выше скоростей поступления коррозионного водорода, и позволяет по существенному превышению фактической скорости поступления водорода над прогнозной судить о наличии межконтурной неплотности парогенератора.

Литература

1. Арчаков Ю.И. Водородная коррозия стали. – М.: Металлургия, 1985. – С. 8-54.
2. Ермолов Н.П., Смыков В.Б. и др. Закономерности поведения коррозионного водорода в парогенераторах типа «натрий-вода» / Опыт эксплуатации Белоярской АЭС. Часть 3. – Свердловск: УрО АН СССР, 1988.
3. Химическая технология теплоносителей атомных энергетических установок. – М.: Атомэнергоиздат, 1985.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПОГЛОЩАЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ С ЕВРОПИЕМ В РЕАКТОРЕ БН-600 И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ ДАЛЬНЕЙШЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ИННОВАЦИОННЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

В.Д. Рисованый*, Е.П. Клочков*, А.В. Захаров*, В.В. Мальцев,**

А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев**, А.М. Тучков**, И.А. Чернов****

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

**Белоярская АЭС, г. Заречный



Накоплен большой опыт по эксплуатации органов регулирования с европием. Материаловедческие исследования показали, что европиевые стержни реактора БН-600 имеют высокие ресурсные характеристики. Проведен комплекс исследований по использованию радионуклидов европия в гамма-источниках. Наиболее перспективное направление – использование двухцелевых конструкций органов регулирования с поглощающим сердечником в виде вкладышей активной части штатных гамма-источников.

Ключевые слова: гамма-источник, европий, поглощающий материал, орган регулирования.

Key words: gamma-emitting source, europium, absorbing material, control rod.

Европий имеет уникальные ядерные свойства, позволяющие использовать его в качестве поглощающего материала в органах регулирования ядерных реакторов самого различного типа, включая реакторы на быстрых нейтронах. Наибольшее применение получили оксид европия и оксид европия в металлических матрицах, которые характеризуются высокой радиационной стойкостью и практически не распускают при реакторном облучении. Наличие цепочки дочерних изотопов с высокими сечениями поглощения нейтронов обеспечивает практически неизменную физическую эффективность в течение 20–25 лет эксплуатации. Оксид европия совместим со сталью до температур 1100–1200°C.

С 1965 г. накоплен большой положительный опыт использования материалов на основе европия в поглощающих элементах исследовательских ядерных реакторов, транспортных установок, реакторов БОР-60 и БН-600.

© В.Д. Рисованый, Е.П. Клочков, А.В. Захаров, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев,
А.М. Тучков, И.А. Чернов, 2011

В период с 1980 по 2005 гг. в реакторе БН-600 прошли эксплуатацию более 100 стержней КП-ТК (современное обозначение КС) и около 50-ти стержней АР (теперь РС) с композицией $\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Mo}$. В таблице 1 представлены основные характеристики стержней реактора БН-600 с европиевым поглотителем. Максимальное время нахождения в активной зоне и максимальный флюенс нейтронов составили для КП 390 эфф.сут и $1,59 \cdot 10^{23} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}$, для АР 510 эфф.сут и $2,43 \cdot 10^{23} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}$ соответственно. Все стержни СУЗ показали высокую работоспособность, не было ни единого случая отказа в их работе. Материаловедческими исследованиями показано, что максимальное увеличение диаметра чехловых труб стержней КП-ТК не превысило 3%, а в местах шарнирных соединений 2,3%. Отмечена эллипсность чехловых труб, что связано с неравномерностью распускания конструкционного материала. Все поглощающие элементы сохранили целостность и форму. Диаметры оболочек пэла увеличились до 1% вследствие высокотемпературного распускания. Проведенные в НИИАР материаловедческие исследования позволили сделать рекомендации по увеличению времени эксплуатации стержней. Основным фактором, ограничивающим ресурс стержней, является низкая радиационная стойкость стали ЭИ-847, из которой сделаны оболочки поглощающих элементов.

Таблица 1

Основные характеристики европиевых стержней СУЗ реактора БН-600

Параметр	Стержень СУЗ	
	АР	КП-ТК
Общая длина стержня, мм	2000–2100	2860
Диаметр чехловой трубы, мм	73	89
Толщина стенки, мм	1	1,5
Максимальный диаметр стержня с учетом центрирующих поясков, мм	74	90
Количество поглощающих элементов, шт.	31	48
Диаметр оболочки пэла, мм	9,5	9,5
Толщина стенки, мм	0,5	0,5
Поглощающий материал	$\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Mo}$	$\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Mo}$
Диаметр таблеток поглотителя, мм	8,2	8,2
Тип пэла	Герметичный	Герметичный
Радиационный зазор между стержнями СУЗ и направляющим каналом, мм	2,0	2,0

В конце 1980-х гг. в реакторе БН-600 был осуществлен переход на новые конструкции стержней КП-ТК, а в 2005 г. – стержней АР с карбидом бора с естественным содержанием по изотопам ^{10}B и ^{11}B . Основная причина перехода заключалась в высокой наведенной активности радионуклидов европия с большим периодом полураспада, что создавало проблемы с обращением с отработавшими изделиями при транспортировке и длительном их хранении в бассейне выдержки. Имелись случаи попадания радионуклидов европия в воду бассейна. Это потребовало решения вопросов по безопасному хранению отработавших стержней с европием.

В 1998–2000 гг. в НИИАР проведены исследования по возможности транспортировки отработавших стержней регулирования энергетических и транспортных реакторов. С участием специалистов Госатомнадзора РФ были сделаны расчеты,

на основании которых подготовлена «Экспертная оценка безопасности предложения по использованию контейнера ТУК-32 для транспортировки европейсодержащих стержней СУЗ транспортных и энергетических реакторов по территории России и стран СНГ».

Экспертная оценка сделана для трех условий – время после останова реактора составляет один год, два года и пять лет соответственно.

В качестве критерия безопасности, согласно Правилам безопасности при транспортировании радиоактивных веществ (ПБТРВ-73), принималась величина допустимой мощности экспозиционной дозы (МЭД) излучения для общего случая перевозки радиационных упаковок на транспортных средствах совместно с другими грузами.

В результате расчетов установлено, что требования ПБТРВ-73 выполняются при условии размещения европейсодержащих стержней в контейнере ТУК-32 в дополнительном защитном стальном пенале или в толстостенных трубах с толстостенными крышками (табл. 2).

Таблица 2

**Толщина дополнительной защиты
для обеспечения требований ПБТРВ-73 при
перевозке стержней КГ в контейнере
ТУК-32, мм**

Направление	Количество перевозимых стержней			
	1	5	15	30
Радиальное (T_3)	–	25	55	70
Осевое: верх (T_1)	–	50	85	105
низ (T_2)	30	80	110	130

Расчеты показали, что на боковой поверхности контейнера максимальная мощность дозы составит 100 мбэр/ч, а на поверхности донышка 40 мбэр/ч и 2 мбэр/ч – на поверхности крышки контейнера. На расстоянии 1 м от упаковки МЭД уменьшается в 5 раз.

В аварийной ситуации (падение чехла на дно контейнера) максимальное значение МЭД на днище и в нижней части контейнера может иметь значение 600 мбэр/ч, а на расстоянии 1 м от контейнера – 30 мбэр/ч.

Расчеты показали, что как в нормальных, так и в аварийных ситуациях сохраняется герметичность упаковки и исключается выход радиоактивного продукта.

На основании выполненных расчетов и экспериментов ежегодно оформляются необходимые разрешения на транспортировку европейских стержней. На рисунке 1 представлена схема транспортировки отработавших стержней и готовых европейских источников.

Работы по вывозу европейских стержней СУЗ реактора БН-600 Белоярской АЭС в ОАО «ГНЦ НИИАР» проводятся с 2004 г. Вывоз стержней осуществляется в контейнере ТУК-11БН, для чего разработан «Сертификат-разрешение на конструкцию упаковки и перевозку транспортного упаковочного комплекта ТУК-11БН с облученными стержнями СУЗ с европием реактора БН-600» RUS/369/B(M)-96T. В ТУК-11БН разрешается загрузка не более 15-ти облученных стержней СУЗ во внутренний и средний ряды труб чехла 14У. Суммарная активность изотопов европия-152 и европия-154 стержней в ТУК не должна превышать 11,73 ПБк (317 кКи).

В ОАО «ГНЦ НИИАР» осуществляются необходимые мероприятия по безопасному хранению отработавших стержней СУЗ, создаются новые технологии по исполь-

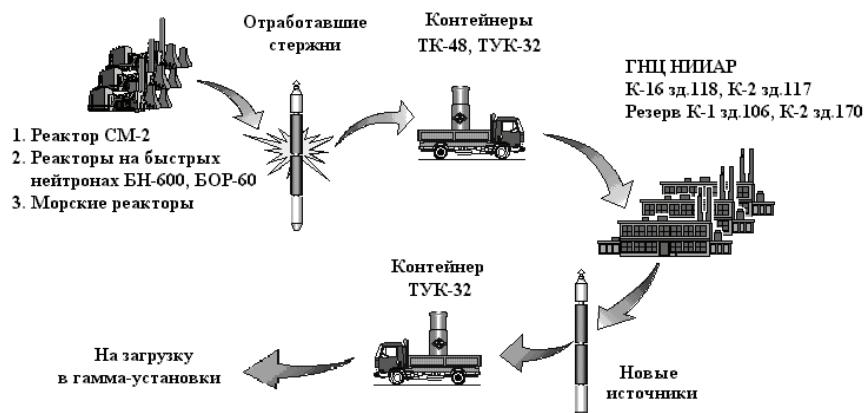


Рис.1. Схема транспортировки отработавших стержней

зование радионуклидов европия для радиационной обработки различных материалов и изделий. Экспериментально подтверждена эффективность и экономическая целесообразность создания гамма-источников на основе европия как для действующих, так и проектируемых установок. Они отличаются от широко используемых источников на основе ^{60}Co большим временем эксплуатации и меньшей стоимостью, если используются новые технологии по созданию двухцелевых органов регулирования. В них поглощающий сердечник выполнен из набора вкладышей, которые после эксплуатации и разделки изделий являются активной частью гамма-источников. Требуется только разместить их во вторую герметичную оболочку, провести дезактивацию поверхности и замерить мощность экспозиционной дозы с заполнением паспортных данных. При этом решаются две основные задачи – при использовании радиационно стойких конструкционных материалов увеличение ресурса стержней КП-ТК реактора БН-600 вплоть до 1000 эфф.сут и утилизация отработавших изделий. Аналогичный подход может быть реализован и для органов регулирования проектируемых инновационных ядерных реакторов.

Мишени с европием для гамма-источников могут также облучаться и в боковом экране ядерных реакторов на быстрых нейтронах в специальных облучательных устройствах (ОУ). В 1992–2004 гг. в боковом экране реактора БН-600 было облучено девять ОУ по наработке ^{60}Co , где в качестве экрана использовали поглощающие элементы с оксидом европия (рис. 2). Удельная активность радионуклидов европия в них достигала 100 Ки/г. Размещение поглотителей между активной зоной и корпусом ядерного реактора позволяет снизить дозовые нагрузки на него и увеличить срок службы.

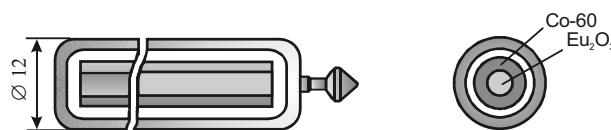


Рис. 2. Схема конструкции ОУ ($\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Co}$)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Накоплен большой опыт по эксплуатации органов регулирования с европием в различных типах ядерных реакторов. Материаловедческие исследования показали, что европиевые стержни реактора БН-600 имеют высокие ресурсные характеристики.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В НИИАР проведены исследования по возможности транспортировки отработавших стержней регулирования энергетических и транспортных реакторов с использованием существующих контейнеров

Проведен комплекс исследований по использованию радионуклидов европия в гамма-источниках. Изготовлены первые гамма-источники из отработавших органов регулирования ядерных реакторов БН-600 и БОР-60.

Наиболее перспективное направление – использование двухцелевых конструкций органов регулирования с поглощающим сердечником в виде вкладышей активной части штатных гамма-источников.

Поступила в редакцию 14.10.2011

ГЕНЕТИЧЕСКИЙ АЛГОРИТМ ЛОКАЛИЗАЦИИ ТВС С НЕГЕРМЕТИЧНЫМИ ТВЭЛАМИ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА БН-600

А.О. Скоморохов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Задача определения местоположения ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне реактора БН-600 решается методом перекомпенсации нейтронного поля на работающем реакторе. Возмущения нейтронного поля при движении стержней СУЗ аппроксимируются с помощью радиально-базисной нейронной сети. Предложен генетический алгоритм локализации дефектных ТВС.

Ключевые слова: диагностика, негерметичные твэлы, локализация, быстрые реакторы, генетический алгоритм, радиально-базисная нейронная сеть.

Key words: diagnostics, fuel rods leakage, localization, fast-neutrons reactors, genetic algorithm, radial-basis neural network.

ВВЕДЕНИЕ

Основными задачами контроля герметичности оболочек (КГО) применительно к макродефектам (прямой контакт теплоносителя с топливом) являются обнаружение разгерметизации оболочки твэла и локализация (определение местоположения) дефектных ТВС (тепловыделяющих сборок, содержащих один и более дефектных твэлов).

Вторая задача может решаться как на остановленном, так и на работающем реакторе. На реакторе БН-600 во время останова локализация дефектных ТВС проводится путем отбора и анализа проб натрия из каждой ТВС. Это весьма длительный и трудоемкий процесс, который может приводить к увеличению простоя реактора. Поэтому желательно хотя бы приблизительно определить местоположение дефектных ТВС на работающем реакторе и, тем самым, сократить область поиска при выполнении работ на остановленном реакторе.

Перспективным методом локализации дефектных ТВС на работающем реакторе является метод, основанный на проведении перекомпенсаций нейтронного поля [1]. Перекомпенсацией называют изменение (движением стержней СУЗ) распределения (профиля) нейтронного поля при сохранении постоянного интегрального уровня мощности. При этом происходят локальные изменения (увеличение или уменьшение) нейтронного потока и энерговыделения в различных областях активной зоны [1].

Применение метода перекомпенсации для реактора БН-600 рассмотрено в работах [2, 3].

© А.О. Скоморохов, 2011

Применение метода перекомпенсации для локализации дефектных ТВС позволяет проводить контроль на работающем реакторе, характеризуется малыми временными затратами на проведение измерений, допускает практически полную автоматизацию и, теоретически, позволяет определять координаты дефектов с точностью до одной ТВС.

МЕТОД ПЕРЕКОМПЕНСАЦИЙ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ

Метод определения местоположения дефектных тепловыделяющих сборок (ТВС), основанный на внесении возмущений в различных областях активной зоны, называется методом перекомпенсаций [1]. Дефектность сборки означает наличие одного или нескольких тепловыделяющих элементов (твэл), имеющих дефект оболочки, при котором происходит прямой контакт топлива с теплоносителем. Под возмущением нейтронного поля подразумевается изменение плотности нейтронного потока с помощью стержней регулирования реактора при поддержке постоянной полной мощности реактора (интегрального потока нейтронов).

На реакторе БН-600 входящие в состав системы секторного контроля герметичности оболочек (СКГО) датчики запаздывающих нейтронов расположены на входных окнах промежуточных теплообменников (ПТО).

При локальном изменении уровня нейтронного потока изменяется количество образующихся продуктов деления и, соответственно, выход запаздывающих нейтронов из осколков. Присутствие в теплоносителе осколков деления контролируется датчиками запаздывающих нейтронов (ДЗН), входящими в состав системы контроля герметичности оболочек. Если в зоне локального изменения нейтронного потока имеются дефектные ТВС и теплоноситель из этой зоны достигает в процессе циркуляции места установки датчика запаздывающих нейтронов, то сигнал этого датчика должен измениться пропорционально изменению нейтронного потока.

СИСТЕМА УРАВНЕНИЙ ПЕРЕКОМПЕНСАЦИИ

Физическая суть метода перекомпенсации нейтронного поля заключается в следующем. При локальном изменении уровня нейтронного потока изменяется количество образующихся продуктов деления. Если изменение потока происходит в районе активной зоны, содержащей дефектную ТВС, то увеличивается выход осколков деления в теплоноситель через дефект оболочки твэла. Попавшие в теплоноситель осколки деления продолжают распадаться по цепочке естественного радиоактивного распада, испуская при этом запаздывающие нейтроны. Присутствие в теплоносителе осколков деления контролируется датчиками запаздывающих нейтронов. Если в зоне локального изменения нейтронного потока имеются дефектные ТВС и теплоноситель из этой зоны достигает в процессе циркуляции места установки датчика запаздывающих нейтронов, то сигнал этого датчика d должен измениться пропорционально изменению нейтронного потока ψ .

Динамическая природа задачи определяется внесением возмущений нейтронного поля при проведении перекомпенсации.

Общая постановка задачи (система уравнений):

$$\begin{aligned}\Delta d_1 &= \Delta\psi_{11}q_1 + \Delta\psi_{12}q_2 + \dots + \Delta\psi_{1n}q_n \\ \Delta d_2 &= \Delta\psi_{21}q_1 + \Delta\psi_{22}q_2 + \dots + \Delta\psi_{2n}q_n \\ &\vdots \\ \Delta d_m &= \Delta\psi_{m1}q_1 + \Delta\psi_{m2}q_2 + \dots + \Delta\psi_{mn}q_n,\end{aligned}\tag{1}$$

где n – число областей, на которые разбита активная зона; m – число проведенных перекомпенсаций (конфигураций нейтронного поля); $\Delta\psi_{ij}$ – изменение ней-

тронного поля в j -ой области активной зоны при проведении i -ой перекомпенсации; Δd_i – изменение показаний датчика запаздывающих нейтронов для i -ой перекомпенсации; q_j – фактор негерметичности для j -ой области активной зоны. Фактор $q_j > 0$, если j -ая область активной зоны содержит дефектную ТВС. В противном случае, $q_j = 0$.

Система линейных уравнений (1) содержит n неизвестных. Для реактора БН-600 максимальное значение $n = 370$ определяется числом ТВС в активной зоне.

Динамической норме соответствует $\Delta d_i = 0, \forall i \in 1, m \Rightarrow q_j = 0, \forall j \in 1, n$ при решении системы (1).

РАСЧЕТНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ

Целью расчетов было оценить изменение нейтронного потока в ТВС активной зоны в результате перемещения стержней регулирования при проведении перекомпенсации.

Расчеты проводились по трехмерной гексагональной программе TRIGEX в диффузионном приближении. По высоте реактор был разбит на 22 расчетных слоя, из них 14 приходилось на активную зону. Такое подробное разбиение понадобилось для детального слежения за перемещением стержней регулирования, которые двигались с шагом 20 мм. Весь реактор был разбит на 26 физических зон с одинаковой концентрацией.

Результатом были усредненные по высоте реактора одногрупповые потоки с большим числом значащих цифр для всех ТВС. Это было сделано для того, чтобы можно было проследить возмущение нейтронного потока по всем сборкам активной зоны, а т.к. это возмущение предполагалось незначительным, потребовалась большая точность получаемых результатов.

Потоки и энерговыделение по ТВС всех зон рассчитывались для состояния с мощностью реактора 93.7%, оборотами ГЦН-1, равными 957 об/мин и температурами на входе и выходе ПТО равными $T_{вх} = 540^{\circ}\text{C}$ и $T_{вых} = 346^{\circ}\text{C}$.

Положения стержней СУЗ для четырех вариантов расчета приведены в табл. 1, 2.

Таблица 1

Положения неперемещаемых стержней СУЗ

КС	1	2	3	4	5	6	7	8
$H, \text{мм}$	560	545	560	545	560	540	540	540
КС	13	14	15	16	17	18	Ц	AP 1
$H, \text{мм}$	560	560	560	560	560	560	536	308

Таблица 2

Положения стержней СУЗ, участвовавших в перекомпенсации

№	AP 2	КС 9	КС 10	КС 11	КС 12
1	517	540	540	540	540
2	491	560	540	540	540
3	470	560	540	540	560
4	445	560	540	560	560

На рисунке 1 для примера представлено изменение потока при перемещении стержня КС-12 на 20 мм относительно состояния, предшествующего этому пере-

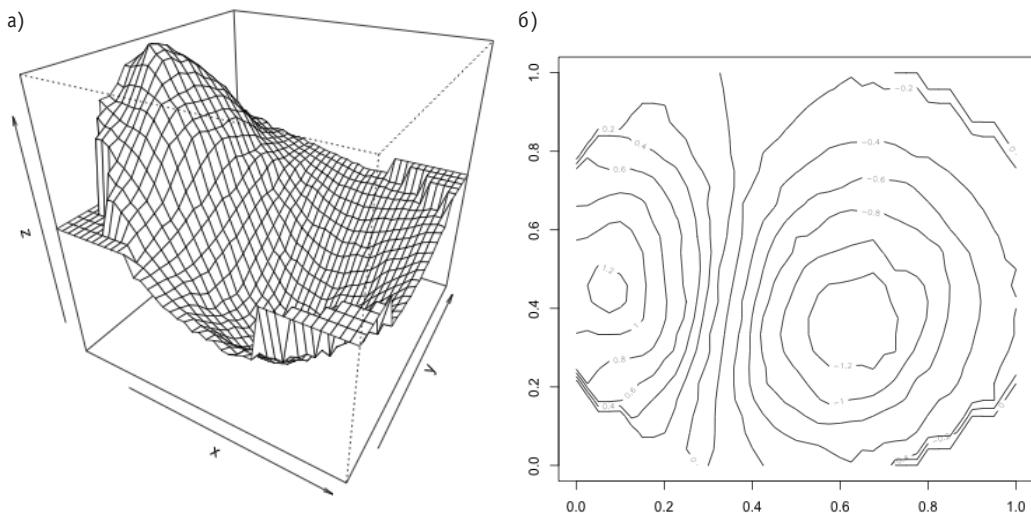


Рис. 1. Изменение потока при перемещении стержня КС-12: а) – профиль изменения поля; б) – линии уровня поля

мещению. Компенсация выполнялась стержнем АР-2. На графике профиля поля – центры холма (область возрастания поля) и впадины (область уменьшения поля) совпадают с координатами стержней КС-12 и АР-2. На графике линий уровня (рис. 1б) области положительного и отрицательного изменения поля разделяет граница (линия нулевого уровня).

АППРОКСИМАЦИЯ ПОЛЯ РАДИАЛЬНО-БАЗИСНЫМИ НЕЙРОННЫМИ СЕТЯМИ

Для представленных в предыдущем разделе расчетов требуются значительные временные затраты, поэтому они не могут использоваться оперативно. Важной задачей является аппроксимация результатов расчета по физическим моделям более простыми функциями.

Радиально-базисные нейронные сети (РБФ-сети) являются мощным и универсальным инструментом аппроксимации сложных нелинейных функций и широко применяются в задачах регрессии и классификации [4, 5]. Главным преимуществом РБФ-сетей является высокая скорость обучения. Рассмотрим архитектуру радиально-базисных нейронных сетей. Предположим, имеется набор данных $(\mathbf{x}_i, \mathbf{y}_i)$, $i \in [1, N]$, где \mathbf{x}_i и \mathbf{y}_i – входы и выходы некоторой неизвестной функции, измеренные в присутствии шумов. Входы являются набором n предикторов, заданных векторами $\mathbf{x}' = (x_1, x_2, \dots, x_n)$ в n -мерном пространстве. В случае регрессионной модели выход является скаляром y и представляет целевые значения функции $y = f(x_1, x_2, \dots, x_n)$. Для задачи классификации выходом является вектор $\mathbf{y}' = (y_1, y_2, \dots, y_n)$ и представляет p функций – апостериорных вероятностей для различных классов.

Пример архитектуры РБФ-сети изображен на рис. 2. Каждый вход \mathbf{x}_i соединен с каждым нейроном скрытого слоя. Нейроны скрытого слоя являются радиально-базисными функциями, выполняющими нелинейное преобразование входных признаков. Затем выходные сигналы аппроксимируются методом наименьших квадратов в виде функции от нелинейно преобразованных входов.

В качестве РБФ обычно выбирают радиально симметричные функции с максимумом в начале координат [6]. Наиболее часто используется ненормализованный гауссиан: $h(r) = e^{-\alpha r^2}$, где r – расстояние от центра функции. Для функции с центром \mathbf{m}_i и точки входной последовательности \mathbf{x}_j имеем

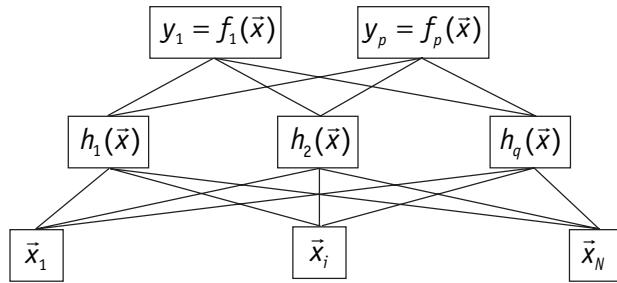


Рис. 2. Структура РБФ-сети

$$h_{ij}(\mathbf{m}_i, \mathbf{x}_j) = e^{-\alpha \|\mathbf{x}_i - \mathbf{m}_j\|^2}. \quad (2)$$

В матричной форме нелинейные преобразования для нейронов скрытого слоя представляются как

$$X = \begin{vmatrix} x_{11} & \& x_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ x_{N1} & \& x_{Nn} \end{vmatrix} \Rightarrow H = \begin{vmatrix} h_{11} & \& h_{1q} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ h_{N1} & \& h_{Nq} \end{vmatrix}, \quad (3)$$

где h_{ij} – радиально-базисные функции.

Для выходного слоя оценивается линейная модель вида

$$Y = HW, \quad (4)$$

$$\text{где } Y = \begin{vmatrix} y_{11} & \& y_{1p} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ y_{Np} & \& y_{Np} \end{vmatrix}, \quad W = \begin{vmatrix} w_{11} & \& w_{p1} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ w_{1q} & \& w_{pq} \end{vmatrix}.$$

Оценками метода наименьших квадратов для весовых коэффициентов W являются

$$W = (H^T H)^{-1} H^T Y. \quad (5)$$

При малых значениях параметра α выходы соседних (с близкими центрами) РБФ могут быть сильно коррелированы. Это ведет к плохой обусловленности матрицы H (3) и вычислительным проблемам при ее обращении (5). Для преодоления этой трудности рекомендуется [4] использовать псевдообращение при вычислении оценок метода наименьших квадратов. Это сводится к добавлению к диагональным элементам матрицы $H^T H$ небольшого значения $\lambda > 0$, что приводит к доминированию диагональных элементов и лучшей обусловленности обращаемой матрицы. Таким образом, вместо (5) мы использовали для получения оценок коэффициентов

$$W = (H^T H + \lambda I)^{-1} H^T Y, \quad (6)$$

где I – единичная матрица.

Для учета смещения в скрытый слой часто вводится дополнительный нейрон h_0 , чей выход всегда равен единице. Это соответствует добавлению столбца единиц в матрицу H и строки коэффициентов в матрицу W :

$$H = \begin{vmatrix} h_{11} & \& h_{1q}, 1 \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ h_{N1} & \& h_{Nq}, 1 \end{vmatrix}, \quad W = \begin{vmatrix} w_{11} & \& w_{p1} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ w_{1q} & \& w_{1q} \\ w_{10} & \& w_{p0} \end{vmatrix} \quad (7)$$

Для каждого выходного нейрона y_i модель теперь будет выглядеть как

$$y_j = w_{j0} + \sum_{i=1}^q w_{ji} \times h_i. \quad (8)$$

Обучение радиально-базисных нейронных сетей проходит в два этапа:

- обучение скрытого слоя (выбор базисных функций);
- аппроксимация выходов в преобразованном пространстве признаков.

На первом этапе (обучение без учителя) не используется информация о требуемых выходах сети, при этом необходимо выбрать

- число радиально-базисных функций (нейронов скрытого слоя);
- центры для каждой радиально-базисной функции;
- значение параметра α , который характеризует область определения (влияния) РБФ.

Простейшим решением является выбор каждого вектора входной последовательности x_i в качестве центра радиально-базисной функции. Однако это приводит к известной проблеме переобучения (*overfitting*) [5] и снижает предсказательную способность сети. Наиболее часто применяется кластерный анализ векторов входной последовательности. Число полученных кластеров определяет число радиально-базисных функций, а центры кластеров берутся в качестве центров РБФ. Для кластерного анализа использовали алгоритм *K-means* [6]. Реализация алгоритма на языке программирования APL и его применение описаны в статье [7].

При выборе значения параметра α (пункт 3) возможны следующие проблемы. Слишком большое значение α приводит к тому, что функция локализована (заметно отличается от нуля) в узкой области вокруг своего центра и не может использоваться для обобщения и предсказания. Маленькое значение α ведет к «широким» РБФ и слишком сглаженной аппроксимации выходной величины, при которой пропадают важные особенности ее поведения.

Для выбора α была предложена следующая простая процедура. Примем, что две соседние (имеющие ближайшие центры) радиально-базисные функции имеют равные значения в точке, лежащей на середине отрезка, соединяющего центры этих функций. Этим гарантируется, что все точки, лежащие между центрами данных РБФ, будут иметь отличное от нуля значение для, по крайней мере, одного нейрона скрытого слоя. Соответствующее этому условию значение α легко определяется из (2) как

$$\alpha = \frac{4 \times \ln 2}{\bar{r}^2}, \quad (9)$$

$$\bar{r} = \frac{2}{k^2 - k} \sum_{i < j} r_{ij}, \quad (10)$$

где k – число кластеров.

Пакет программ для построения и применения радиально-базисных сетей был разработан на языке программирования А+ и описан в [8].

При аппроксимации нейтронного поля было выбрано 21 РБФ-функций (19 КС и 2 АР), а в качестве центров – координаты стержней СУЗ. На рисунке 3 координаты КС и АР (всего 21) соединены кратчайшим незамкнутым путем (КНП). На базе среднего расстояния между стержнями СУЗ по формуле (9) вычислялось значение параметра α .

Области положительного и отрицательного возмущения аппроксимировались с помощью РБФ-сетей отдельно. При последующем моделировании центры РБФ-функций помещались (по очереди) в точки расположения КС и АР, участвующих в перекомпенсации.

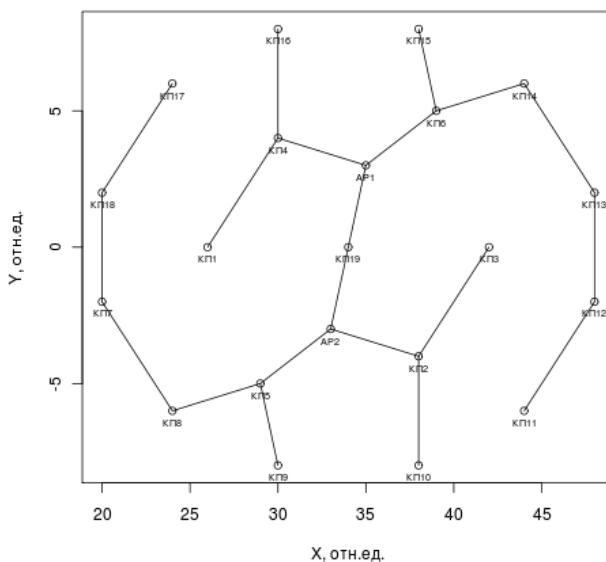


Рис. 3. Центры РБФ-функций при аппроксимации нейтронного поля

ГЕНЕТИЧЕСКИЙ АЛГОРИТМ ЛОКАЛИЗАЦИИ ДЕФЕКТНЫХ ТВС

Генетические алгоритмы [9] являются мощным средством решения сложных оптимизационных задач. Применительно к задаче локализации дефектных ТВС речь идет об оптимальном «размещении» таких ТВС в активной зоне, а критерием является соответствие смоделированных и измеренных показаний датчиков запаздывающих нейтронов.

Для решения недоопределенной системы уравнений (1) и тем самым определения местоположения дефектных ТВС разработан генетический алгоритм.

Имеется множество ТВС $N = \{1, 2, \dots, n\}$ ($n = 370$ для БН-600). По наблюдениям за изменениями показаний датчиков запаздывающих нейтронов в течение данной микрокампании известно число $k < n$ дефектных ТВС. Требуется найти оптимальное подмножество $I = \{i_1, i_2, \dots, i_m\}, I \subset N$ столбцов матрицы системы уравнений (1). В качестве критерия оптимизации использовалась ошибка $Q = \|z - \Psi q\|$, где z – показания датчика запаздывающих нейтронов, а q определяется по МНК в виде $q = (\Psi^T \Psi)^{-1} \Psi^T z$. Матрица Ψ составлена из столбцов $\Delta \psi_{.i} = (\Delta \psi_{1i}, \Delta \psi_{2i}, \dots, \Delta \psi_{mi})'$, $i \in I$ системы уравнений (1).

Для заданных P – размера множества кандидатов (популяции) и E – числа шагов оптимизации (эпох) генетический алгоритм сводится к следующим действиям:

- сгенерировать P случайных популяций вида I ;
- отобрать множество P_1 из $0.5 \times P$ наилучших по критерию Q вариантов (хромосом);
- применить к оставшимся вариантам операторы мутации и скрещивания;
- отобрать из полученных вариантов множество P_2 из $0.5 \times P$ наилучших по критерию Q ;
- объединить множества P_1 и P_2 ; если число эпох не достигло значения E , перейти к шагу 2;
- выбрать наилучшее решение.

Операции над хромосомами допускают разнообразную реализацию [9]. Часто требуется проведение машинных экспериментов для выбора наилучшей стратегии. Были приняты следующие соглашения. Для хромосомы I мутация определяется как

выбор случайной позиции из множества $\{1, 2, \dots, m\}$ и замены значения в этой позиции на случайный элемент множества $N \setminus I$ (разность множеств исключает повторы в составе хромосомы).

В качестве оператора скрещивания нами использовалась следующая процедура. Для двух хромосом $\{i_1, i_2, \dots, i_m\}$ и $\{j_1, j_2, \dots, j_m\}$ скрещивание сводилось к обмену элементов (генов) в случайно выбранной позиции, что приводило, например, к новым хромосомам $\{i_1, i_2, \dots, i_m\}$ и $\{j_1, j_2, \dots, j_m\}$. При проведении скрещивания проверялась уникальность состава каждой хромосомы (отсутствие повторов).

Программы, реализующие генетические алгоритмы и их применение описаны в работе [10]. Работоспособность предложенного алгоритма проверялась путем математического моделирования разного числа дефектов в разных районах активной зоны и вычислении откликов датчиков запаздывающих нейтронов по радиально-базисным моделям для возмущений разными стержнями СУЗ. При внесении моделированной ошибки измерения запаздывающих нейтронов порядка 15% алгоритм позволяет точно определить состав дефектных ТВС. Описанный подход применяется для решения реальной задачи локализации дефектных ТВС.

ВЫВОДЫ

Проведено расчетно-теоретическое (радиально-базисная сеть для описания нейтронного поля, генетический алгоритм локализации) и экспериментальное (два специальных реакторных эксперимента с определением положения дефектных ТВС и последующей проверкой результатов на остановленном реакторе) обоснование работоспособности методики перекомпенсации для определения местоположения дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 при работе на мощности.

Литература

1. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 119 с.
2. Скоморохов А.О., Лукьянов Д.А. Применение метода перекомпенсации для определения местоположения негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 16-25.
3. Скоморохов А.О., Лукьянов Д.А. Методика локализации дефектных ТВС при проведении штатных перекомпенсаций в реакторе БН-600 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – Т. 3. – № 1. – С. 120-129.
4. Bishop C.M. Neural networks for pattern recognition. – Oxford University Press, USA, 1995.
5. Ripley B.D. Pattern recognition and neural networks. – Cambridge Univ Pr, 2008.
6. Berthold M., Hand D.J. Intelligent data analysis: an introduction. – Springer Verlag, 2003.
7. Skomorokhov A.O., Slepov M.T. Pattern recognition in APL with application to reactor diagnostics // ACM SIGAPL APL Quote Quad. – 1999. – V. 29. – № 3. – P. 164-172.
8. Skomorokhov A. Radial basis function networks in A+ // APL Quote Quad. – 2002. – V. 32. – № 4. – P. 198-213.
9. Geyer-Schulz A. Fuzzy rule-based expert systems and genetic machine learning. – Physica-Verlag, 1995.
10. Skomorokhov A.O. Genetic algorithms: APL2 implementation and a real life application // ACM SIGAPL APL Quote Quad. – 1996. – V. 26. – № 4. – P. 97-106.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОГНОЗНОГО ПОЛОЖЕНИЯ КОМПЕНСИРУЮЩИХ РАБОЧИХ ОРГАНОВ РЕАКТОРА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ

В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский

Белоярская АЭС, г. Заречный



Приведено обоснование дополнительного метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии после проведения перегрузки, который совместно с существующим методом позволяет надежно определять положение РО КС1-18 в критическом состоянии, повысить безопасность и экономичность эксплуатации реактора БН-600.

Ключевые слова: реактор БН-600, рабочий орган (РО) СУЗ, запас реактивности, эффективность системы РО КС1-18.

Key words: BN-600 reactor, control rod, reactivity margin, KS1-18 control rod system.

ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с технологическим регламентом (ТР) [1] перед выводом реактора БН-600 в критическое состояние рабочие органы аварийной защиты (РО А3) извлекаются в верхнее рабочее положение. Центральный компенсирующий рабочий орган (РО КСЦ) извлекается на верхний концевик (ВК), а регулирующие (РО РС) – в положение 450 мм по указателю положения (УП). Далее вывод реактора в критическое состояние производится перемещением РО КС1-18.

Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии определяется с использованием расчетной программы ГЕФЕСТ [2] в соответствии с алгоритмами методики [3]. Опыт эксплуатации расчетной программы ГЕФЕСТ по определению прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии в период с 29-ой по 56-ю микрокампанию (МК) показывает, что отличие прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии от фактического положения РО КС1-18 не превышает значения, регламентируемого ТР (40 мм). Тем не менее, разработка дополнительного, независимого от расчетной программы ГЕФЕСТ, метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии после проведения перегрузки составных частей активной зоны является важной задачей для эксплуатации. Уменьшение погрешности прогноза положения РО КС1-18 в критическом состоянии снижает уровень ожидания оперативным персоналом критического состояния.

В рамках выполнения работ по аттестации расчетных программ (ТРИГЕКС, ГЕ-

© В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский, 2011

ФЕСТ, JARFR) ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» выпустил отчет [4], в котором рекомендовано внесение изменений в методику определения нейтронно-физических характеристик (НФХ) реактора БН-600 [5]. Для проверки приемлемости этих рекомендаций на Белоярской АЭС была выполнена работа [6], в которой приведены результаты анализа измеренных значений НФХ реактора БН-600 в период с 39-ой по 56-ю МК, в том числе и результаты сравнения измеренных значений НФХ с расчетными. Проведенный анализ показал, что отличие измеренных значений НФХ от расчетных в случае использования рекомендаций отчета [4] уменьшается по сравнению с соответствующими различиями в случае использования существующей методики [5]. Это обстоятельство и послужило отправной точкой для проверки возможности разработки дополнительного метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии с приемлемой погрешностью.

РАЗРАБОТКА ДОПОЛНИТЕЛЬНОГО МЕТОДА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОГНОЗНОГО ПОЛОЖЕНИЯ РО КС1-18 В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ

Для определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии необходимо получение прогнозной эффективности системы РО КС1-18, РО РС и прогнозного максимального запаса реактивности. Эффективность системы РО РС прогнозируется достаточно просто по результатам текущей эксплуатации, и отличие прогнозной эффективности от измеренной не вносит существенного вклада в погрешность прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии.

Определение прогнозной эффективности системы РО КС1-18

Для определения прогнозной эффективности системы РО КС1-18 были использованы измеренные эффективности системы РО КС1-18 ($\rho_{\text{KC1-18}}$) в период с начала 39-ой по начало 56-ой МК, паспортные массы бора-10 в РО КС1-18 (m) и средние наработки эффективных суток РО КС1-18 (T_{cp}).

В соответствии с этими данными были получены зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 от средней наработки эффективных суток и паспортной массы бора-10. Поскольку за указанный период в реакторе эксплуатировались РО КС двух конструкций (сборки 1161В и 2635), то зависимости были получены отдельно для каждой сборки. При получении вида зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 оценивалась также и стандартная погрешность модели (СКО). Полученные уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 и значения СКО приведены в табл. 1.

Аналогичным образом были получены уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18,Ц (табл. 1).

Для системы РО КС1-18 существующей сборки 2635 погрешность прогноза (модели) не превышает 0,11% dk/k для вероятности 0,99. Это хороший результат с

Таблица 1

Уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС

Система	Сборка	Уравнение	СКО, % dk/k
КС1-18	1161В	$\rho_{\text{KC1-18}} = -0,00188 \cdot T_{\text{cp}} + 0,5482 \cdot m$	0,104
	2635	$\rho_{\text{KC1-18}} = -0,00219 \cdot T_{\text{cp}} + 0,4840 \cdot m$	0,041
КС1-18,Ц	1161В	$\rho_{\text{KC1-18,Ц}} = -0,00177 \cdot T_{\text{cp}} + 0,5503 \cdot m$	0,120
	2635	$\rho_{\text{KC1-18,Ц}} = -0,00210 \cdot T_{\text{cp}} + 0,4859 \cdot m$	0,042

учетом того факта, что в указанной погрешности имеются составляющие за счет погрешностей эффективной доли запаздывающих нейтронов и паспортной массы бора-10 за счет технологических допусков по загрузке поглотителя бора-10 при изготовлении РО КС. Кроме того, в период с 50-ой по 56-ю МК в реакторе БН-600 эксплуатировались различные опытные составные части активной зоны и были проведены мероприятия по продлению ресурса РО КС. В начале 54-ой МК в реактор БН-600 загружены два опытных РО КС сборки 2635 с повышенной плотностью карбида бора. В начале 50-й и 51-й МК РО КС сборки 2635 еще не вышли на стационарный режим перегрузок и перед началом 50-й МК были осуществлены их перестановки в реакторе для реализации дальнейшей равномерно-частичной перегрузки.

Для РО КС сборки 1161В значения разброса оказались несколько выше, поэтому был проведен анализ причин повышенного разброса. Анализ показал, что можно уменьшить значения СКО за счет усложнения модели как для РО КС сборки 1161В, так и для РО КС сборки 2635. Усложнение модели заключалось, в первую очередь, за счет изменения расчета средней наработки эффективных суток РО КС. Немаловажное значение для системы РО КС1-18, Ц имеет учет положения РО КСЦ при эксплуатации. Если учесть предысторию эксплуатации остальных РО КС1-18, а именно, их начальное положение в горячем состоянии в предыдущих МК, то СКО также снижается. В частности, для системы РО КС1-18 сборки 2635, у которых назначенный ресурс составляет четыре МК, учет положения РО КС в предыдущих МК снижает СКО до 0,028% dk/k . Кроме того, для системы РО КС1-18 сборки 1161В ряд измеренных эффективностей может быть отбракован из-за существенных отличий, касающихся методической части измерения. Определение эффективности одиночных РО КС было проведено в режиме «off-line», т.е. имеющиеся файлы с записанными токами камеры КНК-15-1 были обработаны ныне существующей программой и по существующей методике. Так в конце 42-2 МК измеренные эффективности одиночных РО КС были определены с использованием параметров запаздывающих нейтронов на конец МК (160 эфф.сут), тогда как истинная наработка составляла 240 эфф.сут. С учетом предыстории эксплуатации РО КС сборки 1161В в предыдущих МК и отбраковки ряда МК значение СКО может быть снижено до 0,082% dk/k , что дает соответствующее снижение погрешности определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии на 5 мм.

Тем не менее, для удобства дальнейшего применения на практике нижеприведенные прогнозные положения РО КС1-18 в критическом состоянии получены с использованием упрощенных уравнений, приведенных в табл. 1.

Определение прогнозного максимального запаса реактивности

Прогнозный максимальный запас реактивности на следующую МК определялся как сумма измеренного запаса реактивности в конце предыдущей МК и изменения запаса реактивности за счет перегрузки составных частей активной зоны.

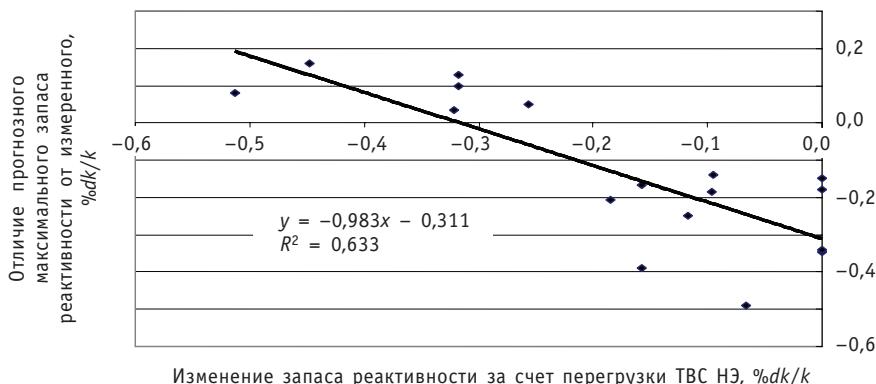
Изменение запаса реактивности за счет перегрузки составных частей активной зоны определялось в соответствии с коэффициентами для каждой зоны реактора (отчет [7]). Влияние опытных составных частей активной зоны на запас реактивности принималось в соответствии с их техническими проектами. Прогнозный максимальный запас реактивности сравнивался с измеренным максимальным запасом реактивности. Результаты сравнения прогнозного максимального запаса реактивности ($3P_{\text{прог.}}$) и измеренного, полученного по новой методике ($3P_{\text{н.м.}}$), приведены в табл. 2. Для сравнения в таблице приведены также соответствующие отличия для случая измерения запасов реактивности в начале и конце МК по существующей методике ($3P_{\text{ст.м.}}$).

Таблица 2

Отличия максимальных запасов реактивности,% dk/k

№ МК	$3P_{ст.м.} - 3P_{прог.}$	$3P_{н.м.} - 3P_{прог.}$	$3P_{н.м.} - 3P_{прог. поп.}$
н40	0,187	0,098	0,097
н41	-0,106	-0,348	-0,037
н42-1	0,245	0,036	0,031
н43	0,288	0,080	-0,113
н44	-0,188	-0,340	-0,029
н45	0,039	-0,179	0,132
н46	0,040	-0,186	0,030
н47	-0,088	-0,150	0,161
н48	0,312	0,159	0,030
н49	0,252	0,050	0,110
н50	0,044	-0,206	-0,077
н51	-0,003	-0,166	-0,009
н52	0,043	-0,139	0,078
н53	0,247	0,130	0,128
н54	-0,300	-0,490	-0,245
н55	-0,350	-0,390	-0,234
н56	-0,180	-0,250	-0,054
Среднее	0,029	-0,135	0,000
СКО	0,208	0,197	0,120
Макс	0,312	0,159	0,161
Мин	-0,350	-0,490	-0,245
Пог(0,99)	0,54	0,51	0,31
	01M2 (50–56)	01M2 (50–56)	01M2 (50–56)
Среднее	-0,071	-0,216	-0,059
СКО	0,214	0,198	0,143
Макс	0,247	0,130	0,128
Мин	-0,350	-0,490	-0,245
	01M1 (40–49)	01M1 (40–49)	01M1 (40–49)
Среднее	0,098	-0,078	0,041
СКО	0,182	0,186	0,085
Макс	0,312	0,159	0,161
Мин	-0,188	-0,348	-0,113

Проведенный анализ отличий в табл. 2 показал, что имеется корреляционная зависимость [8] между отличием прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного и изменением запаса реактивности за счет перегрузок тепловыделяющих сборок (ТВС) наружного экрана (НЭ). Для иллюстрации эта зависимость приведена на рис. 1.



Изменение запаса реактивности за счет перегрузки ТВС НЭ, %dk/k

Рис. 1. Зависимость отличия прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного за счет эффекта от перегрузки ТВС НЭ

Зависимость между отличием прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного и изменением запаса реактивности при перегрузке ТВС НЭ объясняется тем, что коэффициенты для ТВС НЭ, рекомендованные в отчете [7], получены с дополнительной систематической погрешностью. Подтверждающие этот вывод результаты были получены при проведении гамма-сканирования, когда измеренное энерговыделение в ТВС НЭ отличалось от расчетного [9]. Это отличие неизначительно и не снижает безопасность эксплуатации ТВС НЭ, но суммарный вклад неопределенности коэффициентов в неопределенность изменения запаса реактивности, особенно при перегрузке значительного количества ТВС НЭ, оказывается существенным.

С учетом выявленной зависимости в прогнозное значение максимального запаса реактивности ($3P_{\text{прог.поп.}}$) была введена поправка и получены повторно отличия прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного. Результаты сравнения и статистические характеристики этих отличий приведены в табл. 2.

Из данных таблицы следуют важные выводы. Наблюдается систематическое (но незначимое) отличие между активными зонами 01M1 и 01M2, что подтверждает возможность использования коэффициентов активной зоны 01M1 для активной зоны 01M2. Отличие, равное $0,100\%dk/k$, в пересчете в положение системы РО КС1-18 не превышает 12 мм.

Второй и главный вывод заключается в том, что введение соответствующих поправок к прогнозному максимальному запасу реактивности приводит к уменьшению среднеквадратического отклонения отличия практически в два раза. Соответственно, погрешность прогнозного максимального запаса реактивности снижается с 0,51 до $0,31\%dk/k$ для доверительной вероятности 0,99.

Определение прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии

Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии определялось исходя из прогнозного максимального запаса реактивности с поправкой на перегрузку ТВС НЭ, прогнозной эффективности системы РО КС1-18, измеренных эффективностей системы РО РС и интегральных характеристик системы РО КС1-18, РО РС, приведенных в методике [3]. Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии соответствовало значению интегральной характеристики системы РО КС методики [3].

Из полученных данных следует, что с вероятностью 0,99 прогнозное положение РО КС1-18 по предлагаемому дополнительному методу не будет отличаться от

фактического положения РО КС1-18 на величину более 45 мм. При снижении уровня доверия до 0,98 погрешность метода снижается до 40 мм.

Большая часть в СКО отличия фактического положения РО КС1-18 от прогнозного положения РО КС1-18 объясняется систематическим отличием прогнозного максимального запаса реактивности для активной зоны 01М2 от прогнозного максимального запаса реактивности для активной зоны 01М2 ($0,100\%dk/k$). По мере накопления опыта эксплуатации активной зоны 01М2 это систематическое отличие можно будет учесть. Такой учет позволит снизить погрешность прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии до 36 мм и не превышать значения, требуемого ТР.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГНОЗНОЙ ПОДКРИТИЧНОСТИ ПРИ ВЗВЕДЕННЫХ РО А3

Кроме определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии указанные выше алгоритмы получения прогнозных нейтронно-физических характеристик позволяют оценить и прогнозную подкритичность при взвешенных РО А3. Такая оценка прогнозной подкритичности при взвешенных РО А3 полезна при сопровождении эксплуатации реактора. Она может быть использована для случая частичной (неполной) перегрузки реактора, которая достаточно часто используется при проведении планово-предупредительных работ (ППР) или при оценке влияния на запас реактивности опытных составных частей активной зоны. В таблице 3 приведены значения прогнозной подкритичности при взвешенных РО А3 ($\Pi_{прог.}$) и сравнение ее с измеренной подкритичностью при взвешенных РО А3 ($\Pi_{изм.}$).

Из данных таблицы с учетом погрешности измеренной подкритичности при взвешенных РО А3 была получена погрешность прогнозной подкритичности при взвешенных РО А3. Для вероятности 0,99 она составила $0,39\%dk/k$. Для сравнения погрешность расчетной по ГЕФЕСТ подкритичности при взвешенных РО А3 составляет $0,31\%dk/k$ для той же вероятности. Таким образом, предлагаемый метод с небольшой потерей точности позволяет получать прогнозную подкритичность при взвешенных РО А3. Оперативность предлагаемого метода существенно выше при проведении оценки подкри-

Измеренные и прогнозные подкритичности при взвешенных РО А3,% dk/k

№ МК	$\Pi_{прог.}$	$\Pi_{изм.}$	$\Pi_{прог.} - \Pi_{изм.}$
н40	1,685	1,666	0,019
н41	1,366	1,279	0,087
н42-1	1,804	1,505	0,299
н43	2,023	2,067	-0,044
н44	2,185	2,147	0,038
н45	1,766	1,631	0,135
н46	1,463	1,472	-0,009
н47	2,964	2,805	0,159
н48	2,288	2,391	-0,103
н49	2,252	2,300	-0,048
н50	1,748	1,820	-0,072
н51	1,873	1,923	-0,050
н52	1,634	1,513	0,121
н53	1,850	1,743	0,107
н54	1,435	1,620	-0,185
н55	2,132	2,410	-0,278
н56	2,136	2,110	0,026
Среднее			0,012
СКО			0,137
Макс			0,299
Мин			-0,278
Пог(0,99)			0,353

тичности после неполной (частичной) перегрузки составных частей активной зоны.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предлагаемые методы получения прогнозных нейтронно-физических характеристик просты при реализации и не требуют использования расчетных программ. Их использование позволяет уменьшить влияние человеческого фактора при определении нейтронно-физических характеристик и тем самым повысить безопасность и экономичность эксплуатации реактора БН-600.

Погрешность прогнозного максимального запаса реактивности за счет выявленной зависимости ее от величины перегрузки ТВС НЭ и учета этой зависимости снижается практически в два раза.

Погрешность метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии с вероятностью 0,98 позволяет не превышать величину, рекомендованную технологическим регламентом.

По результатам данной работы разработаны рекомендации по использованию предлагаемых методов получения прогнозных нейтронно-физических характеристик реактора БН-600 для практической работы при проведении измерений и подтверждении расчетных и проектных значений. Рекомендованы также изменения в эксплуатационно-техническую документацию.

Авторы выражают благодарность заместителю директора ИЯРиЯЭ ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ Ю.С. Хомякову за ценные замечания при обсуждении темы статьи.

Литература

1. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС, инв. № 02-41-157. – Белоярская АЭС, 2008. – 106 с.
2. Комплекс программ ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93, регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 216 от 19.09.2006. – 9 с.
3. Методика расчета запаса реактивности, положения рабочих органов СУЗ и подkritичности реактора БН-600, инв. № 38-4/16-34 от 12.11.2007. – Белоярская АЭС. – 25 с.
4. Отчет о НИР «Расчетный анализ экспериментов по измерению эффективности РО СУЗ, эффектов и запаса реактивности в реакторе БН-600 и оценка точности расчетов», инв. № 11976, 2008. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». – 77 с.
5. Методика определения нейтронно-физических характеристик на реакторе БН-600 Белоярской АЭС, № 38-3/8-1. – Белоярская АЭС, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ФГУП ОКБМ, 2004. – 40 с.
6. Техническая справка «Результаты измерений нейтронно-физических характеристик реакторной установки энергоблока № 3 Белоярской АЭС в период с 39 по 53 МК», №38-3/4-1186 от 15.12.2008. – Белоярская АЭС. – 30 с.
7. Методика расчета запаса реактивности реактора БН-600 на основе данных по эффективности ТВС, научно-технический отчет по ОКР. – ОКБМ, 1993. – 21 с.
8. Новицкий П.В., Зограф И.А. Оценка погрешностей результатов измерений. – 2 изд., перераб. и доп. – Л.: Энергоатомиздат, 1991. – 304 с.
9. Отчет о НИР «Контроль распределения энерговыделения в реакторе БН-600 до и после перехода на модернизированную активную зону 01M2», инв. № 11529. – ФГУП «ОКБМ», ОАО «ВНИИАЭС», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2005. – 150 с.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ БН-600

А.В. Моисеев*, М.Ю. Семенов*, Ю.С. Хомяков*, В.А. Желтышев,
В.В. Мальцев**, В.Ф. Росляков**, А.А. Белов***, Е.Ф. Селезнев***,
Б.А. Васильев****, М.Р. Фаракшин******

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

** Белоярская АЭС, г. Заречный

*** ИБРАЭ РАН, г. Москва

**** ОАО «ОКБМАфрикантов», г. Н. Новгород



За 30-летнюю историю эксплуатации реактора БН-600 отработан комплекс расчетных и экспериментальных мероприятий по контролю за нейтронно-физическими характеристиками активной зоны реактора. Приведены результаты, полученные посредством реактивностных и спектральных измерений, и их расчетный анализ по всем существующим в стране расчетным комплексам.

Ключевые слова: реактор БН-600, рабочий орган СУЗ, нейтронно-физические характеристики, максимальный запас реактивности.

Key words: BN-600 reactor, control rod, neutron-physical characteristics, peak reactivity margin.

ВВЕДЕНИЕ

В работе подводятся итоги серии экспериментальных и расчетных работ, выполненных в 2003–2010 гг. по обоснованию нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600. Почему после длительного периода эксплуатации БН-600 возникла необходимость в таких достаточно серьезных исследованиях? Работа стимулировалась несколькими факторами.

Переход БН-600 на новую активную зону 01М2 с повышенным выгоранием 11.2% т.а. Это четвертая модернизация активной зоны БН-600. Ее ключевая особенность состоит в том, что переход производился без изменения конструктива активной зоны практически за счет уменьшения консерватизма проектных решений. Обоснование уменьшенных проектных запасов, соответствующих требованиям ПБЯ, в частности, уровня подkritичности РУ после взвода АЗ, явилось предметом серьезных дискуссий, в том числе при лицензировании активной зоны.

© А.В. Моисеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков,
А.А. Белов, Е.Ф. Селезнев, Б.А. Васильев, М.Р. Фаракшин, 2011

Необходимость анализа и осмыслиения опыта работы БН-600 в преддверии окончания проектного срока эксплуатации и его продления на 10–15 лет. БН-600 является уникальной энергетической установкой, не имеющей в мире аналогов, поэтому необходимо было понять, возможно ли доведение эксплуатационных измерений до уровня бенчмарков международного уровня. В этом случае не повторится ли ситуация с опытом БН-350, который в нейтронно-физической части остался только качественным. В настоящее время нет практически никакой возможности проведения анализа данных о характеристиках активной зоны БН-350 для проведения верификационных исследований и учета измерений в БН-350 в новых проектах РУ БН.

Разработка и внедрение новых методов анализа, в частности, начало использования в расчетах активной зоны БН-600 прецизионного метода Монте-Карло, свободного от большинства ограничений традиционных кодов, таких как ГЕФЕСТ, TRIGEX и JARFR.

В экспериментах произошла смена аппаратуры и методик измерений, а к моменту начала данного цикла работ поле энерговыделения БН-600 не измерялось уже около десяти лет.

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ В БН-600

Состояние проблемы и поставленные задачи

Баланс реактивности представляет собой соотношение между потенциальной реактивностью активной зоны в различных состояниях с учетом соответствующих эффектов реактивности и эффективностью систем управления и защиты и определяет ядерную безопасность реакторной установки. На основании высоких требований, консервативного подхода к обоснованию ядерной безопасности точность прогноза баланса реактивности является определяющей величиной для выбора проектных и эксплуатационных запасов, а также выработки требований к ядерному топливу.

Проектная величина погрешности для реализованной на сегодня активной зоны реактора БН600

- максимального запаса реактивности принята 0,4% $\Delta k/k$;
- эффективности РО КС 7%;
- эффективности РО АЗ 8%;
- погрешности подkritичности после взвода АЗ ~0,8% $\Delta k/k$.

При этом следует отметить несколько фактов, вызывающих (при формальном подходе) сомнения относительно заявленных величин представленных выше параметров:

- прямой расчет критичности активной зоны БН-600 по программе типа ГЕФЕСТ (TRIGEX, JARFR), основанной на диффузионном приближении, отличается от истинного значения до ~1,0% $\Delta k/k$;
- только неучет в указанных кодах гетерогенной структуры органов СУЗ может приводить к ошибке ~7–15% в расчете их эффективности;
- константная погрешность расчета критичности активной зоны быстрого реактора остается на уровне ~1,5% $\Delta k/k$, а после учета макроэкспериментов на критических стендах снижается до ~0,5% $\Delta k/k$. На расчет критичности оказывают заметное влияние и технологические погрешности уровня ~0,5% $\Delta k/k$.

Правильная оценка проектных величин, таким образом, существенно зависит от тех методов, которые специалисты-расчетчики используют для корректировки расчетных результатов.

В итоге обоснованность принятой точности проектных величин и способ оцен-

ки погрешности подкритичности явились предметом дискуссии на момент начала данной работы. Эта дискуссия имела научно-технический характер и затрагивала вопросы лицензирования в Ростехнадзоре собственно проектных документов по активной зоне 01М2 БН-600 и обоснований ядерной и радиационной безопасности ведущихся работ по испытаниям в БН-600 ТВС с МОХ-топливом.

Для решения проблемы было решено

- разработать прецизионную тестовую модель активной БН-600, на базе которой провести кросс-верификацию кодов ГЕФЕСТ, TRIGEX и JARFR с целью выяснения причин расхождений между результатами родственных кодов;
- провести анализ методических погрешностей кодов, основанных на диффузионном приближении, методом Монте-Карло;
- провести эксперименты с использованием нового реактиметра Белоярской АЭС, (пере)оценку экспериментальных данных;
- выполнить совместный расчетный анализ по всем вовлеченным кодам и завершить их согласованную верификацию применительно к урановой активной зоне БН-600.

В качестве основного целевого показателя было принято требование Белоярской АЭС о снижении в два раза запаса на погрешность проектного уровня подкритичности активной зоны как наиболее критического узкого места в обосновании баланса реактивности.

Расчетно-методическая база обоснования баланса реактивности

В настоящий момент обоснование ядерной безопасности активной зоны реактора БН-600 базируется на расчетах, выполняемых с использованием трехмерных нейтронно-физических кодов TRIGEX [1], JARFR [2], ГЕФЕСТ [3] (табл. 1). Данные коды достаточно близки по методической базе. В частности, в них используется 26-групповое диффузионное приближение уравнения переноса, но различные способы минимизации сеточных погрешностей. Для прецизионных 299-групповых расчетов методом Монте-Карло используется код MMKKE0 [4]. Данные коды, включающие в себя константное обеспечение БНАБ-93 [5], представляют собой согласованную систему, используемую в российских проектах быстрых реакторов.

Согласованное использование кодов, построенных на различной методической базе, обеспечивается информационной системой ModExSys [6]. В базе данных

Таблица 1

Российская система кодов расчета реакторов БН

Программа	TRIGEX	JARFR	ГЕФЕСТ	MMKKE0
Библиотека констант	ABBN-93	ABBN-93/78	ABBN-93/78	ABBN-93
Количество групп	299/26	299/26	299/26	299
Модуль подготовки констант	CONSYST	CONSYST/MIM	CONSYST ARAMAKO	CONSYST
Основное назначение	Исследовательские расчеты БН. Анализ экспериментов	Проектные расчеты БН	Эксплуатационные расчеты БН-600	Исследовательские расчеты БН. Анализ экспериментов
Организации-пользователи	ФЭИ, НИИАР, ОКБМ	КИ, ОКБМ, НИИАР	БАЭС, ИБРАЭ, ВНИИАЭС	ФЭИ

системы содержится информация по состояниям реактора БН-600, в которых проводились измерения, экспериментальные и расчетные данные, расчетные модели. Для анализа методических точностей расчета ModExSys обеспечивает согласованное по материальному балансу и геометрии построение расчетных моделей с разной степенью детализации описания компонентов активной зоны, а также моделей для различных кодов TRIGEX и MMKKENO.

Экспериментальные методики

Экспериментальные методы контроля за реактивностными характеристиками активной зоны реактора БН-600 базируются на использовании цифрового реактиметра с алгоритмами, учитывающими наличие пространственных эффектов [7].

Теоретической основой метода измерения реактивности реактора служит уравнение кинетики реактора. В точечной модели кинетики применительно к любому детектору оно имеет вид

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{\text{эфф}}} = \frac{\sum_{i=1}^M a_i \int_{-\infty}^t n'(t') e^{-\lambda_i(t-t')} dt'}{n(t)} - \frac{S_{\text{эфф}}}{n(t)} + \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{dn}{dt} \cdot \frac{\Lambda}{\beta_{\text{эфф}}}. \quad (1)$$

Четкую интерпретацию параметров $S_{\text{эфф}}$, $\beta_{\text{эфф}}$, Λ , a_i можно найти в работах [8, 9]; $\rho(t)$ – реактивность реактора; a_i – расчетная эффективная относительная доля запаздывающих нейтронов (${}^3\text{H}$) i -й группы; λ_i – постоянная распада предшественника ${}^3\text{H}$ i -й группы; $\beta_{\text{эфф}}$ – эффективная доля ${}^3\text{H}$; Λ – время генерации мгновенных нейтронов в реакторе; $S_{\text{эфф}}$ – эффективная интенсивность внешнего источника нейтронов в реакторе – характеристика внешнего источника, детектора и реактора; $n'(t')$ – производная скорости отсчетов (либо ток) детектора нейтронов. Решение уравнения (1) относительно реактивности $\rho(t)/\beta_{\text{эфф}}$ при известной скорости отсчетов $n(t)$ называют обращенным (метод ОРУК), а относительно $n(t)$ при заданном $\rho(t)/\beta_{\text{эфф}}$ – прямым.

Недостаток точечной модели кинетики заключается в неучете изменений пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов в процессе измерения реактивности, приводящих к погрешностям в измеряемой реактивности. Одним из возможных путей их устранения является введение поправочной функции $\varepsilon(t, t')$ в виде делителя для функции детектора $n(t')$, т.е. эффективности детектора [8, 10, 11]. С введением в уравнение кинетики (1) эффективности детектора $\varepsilon(t, t')$ оно приобретает вид [8, 10, 11]

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{\text{эфф}}} = \sum_{i=1}^M \int_{-\infty}^t a_i(t, t') \frac{\varepsilon(t)[n(t')/\varepsilon(t, t')]}{n(t)}' e^{-\lambda_i(t-t')} dt' - \frac{S_{\text{эфф}}}{n(t)} + \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{dn}{dt} \cdot \frac{\Lambda}{\beta_{\text{эфф}}}. \quad (2)$$

Практическая реализация методик ОРУК осуществляется путем применения цифровых реактиметров с датчиком, расположенным в блоке ионизационных камер (БИК).

Эксперименты по измерению эффективности органов СУЗ являются штатной операцией для реактора БН-600 и проводятся в начале очередной микрокампании после проведения перегрузки топлива, в конце – до перегрузки. Измерения выполняются при температурных условиях, соответствующих перегрузочному холодному состоянию реактора, $T_{\text{Na}} \sim 230^\circ\text{C}$.

Эффективность одиночного стержня осуществляется путем «сброса стержня» и определяется разницей реактивностей реактора на момент начала движения стержня и после 180-ти секунд с момента прихода РО на нижний концевик.

Для снижения погрешности измерения больших отрицательных реактивностей

эффективность системы РО СУЗ определяется с использованием данных об эффективности одиночных рабочих органов и коэффициента интерференции:

$$\rho_{\text{системы}} = K_{\text{инт.}} \cdot \sum_{i=1}^N \rho_i. \quad (3)$$

На базе измерений эффективности РО СУЗ разработаны методики измерения таких характеристик баланса реактивности, как

- максимальный запас;
- температурно-мощностной эффект;
- темп падения реактивности при выгорании топлива.

Анализ эффективности РО СУЗ

В процессе работы была произведена оценка 1073-го измерения эффективности РО СУЗ с 39-ой по 56-ю микрокампанию. В данной работе вследствие сложности представления подробного описания проведенных исследований ввиду их объема приводятся только интегральные результаты и выводы:

- внедрение нового реактиметра с новым программным обеспечением привело к относительно небольшому смещению измеряемых величин эффективности одиночных стержней СУЗ в пределах 2–3%;
- использование в реактиметре современных констант запаздывающих нейтронов БНАБ-93 вместо устаревших параметров, полученных на этапе физического пуска БН-600, привело к систематическому снижению экспериментальных данных на ~5–7%;
- выявлена необходимость корректировки коэффициентов интерференции стержней системы компенсации реактивности (рис. 1), стержней системы аварийной защиты, что привело к снижению эффективности системы КС в начале микрокампании на 3%, в конце – на 9%, а системы АЗ – на 20%;
- все изменения отражены в новой редакции методики измерений нейтронно-физических характеристик РУ БН-600;
- расчеты эффективности РО СУЗ оказались весьма чувствительны к се-

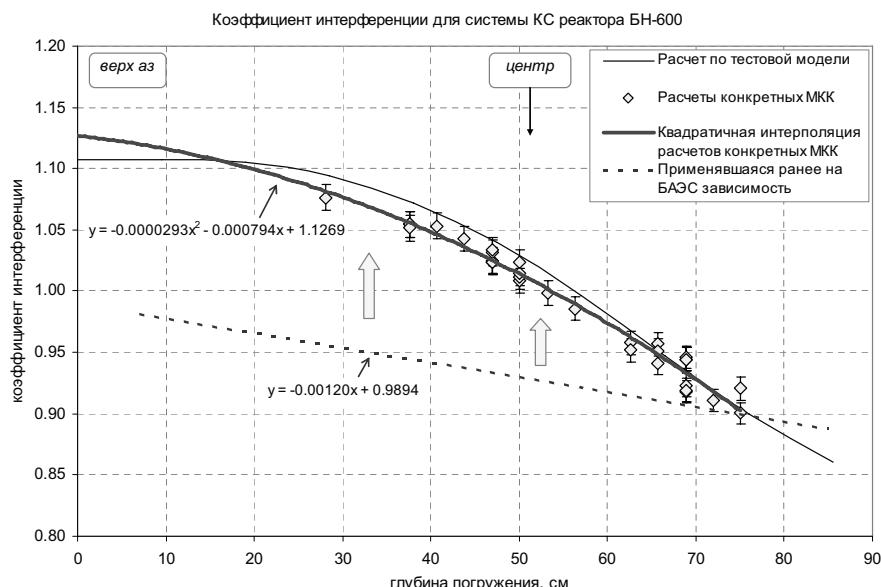


Рис. 1. Зависимость «эффективного» коэффициента интерференции эффективности стержней КС от глубины погружения системы КС

точным погрешностям, что позволяет подбирать сетку, оптимально описывающую эффективность для каждой группы стержней СУЗ;

- в частности, расчеты эффективности стержней КС в диффузационном приближении (ГЕФЕКТ, TRIGEX, JARFR) могут хорошо совпадать с прецизионными расчетами методом Монте-Карло за счет взаимной компенсации сеточной и транспортной погрешностей;
- расчеты эффективности РО А3 с грубой сеткой (1 точка на ТВС) дают более близкие значения к расчету методом Монте-Карло;
- гомогенизация в расчетах РО СУЗ приводит к завышению эффективности примерно на 7% стержней компенсации реактивности 18% стержней аварийной защиты.

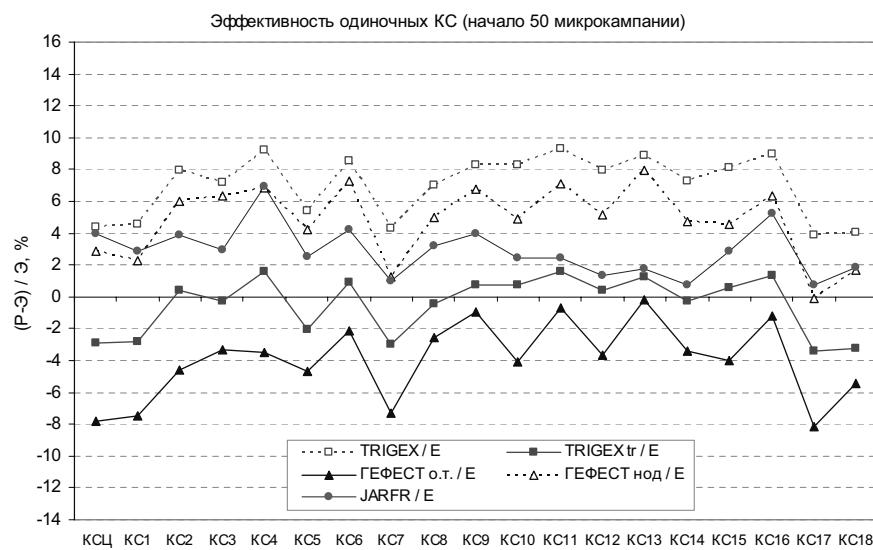


Рис. 2. Отличие расчетной эффективности стержней – компенсаторов реактивности от экспериментальных данных для различных программ и опций их применения (о.т. – расчет с одной точкой на кассету, нод – расчет с «нодальным» методом, tr – расчет с «транспортной поправкой»)

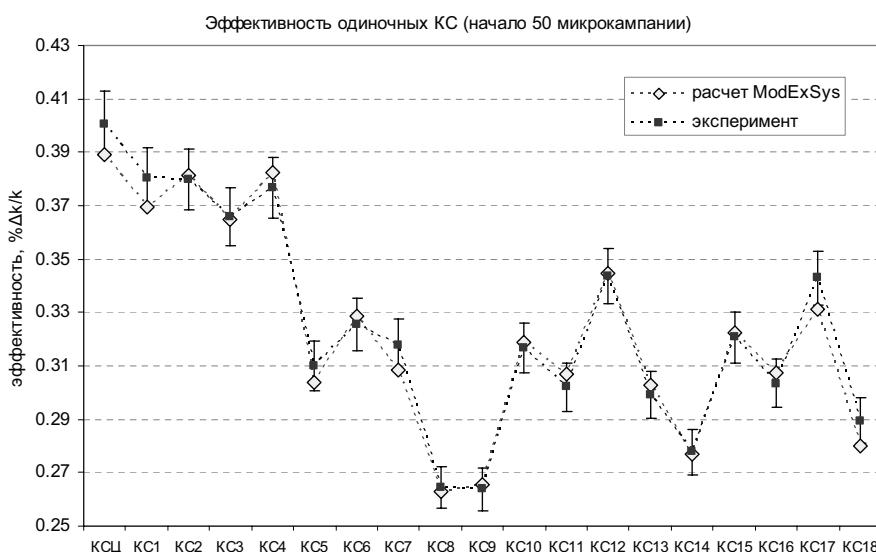


Рис. 3. Качество описания особенностей распределения абсолютных значений эффективности РО КС усовершенствованными расчетными методами

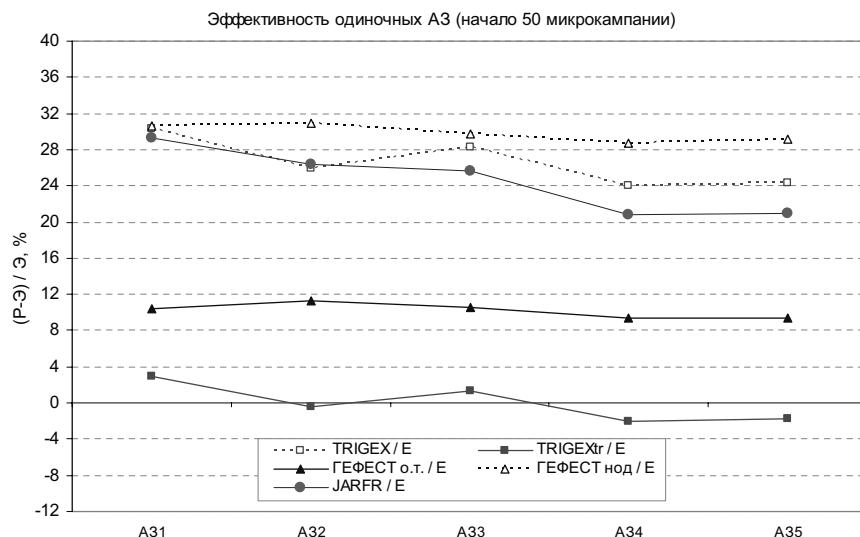


Рис. 4. Отличие расчетных результатов от экспериментальных данных по эффективности стержней аварийной защиты для различных программ и опций их применения (пояснения см. на рис. 2)

Результаты проведенной работы привели к лучшему пониманию реальных значений эффективности РО СУЗ и уровня их расчетного описания (рис. 2–4). По результатам работы выданы рекомендации по повышению эффективности РО СУЗ в активной зоне 01М2 БН-600 и уточнению их проектных значений (рис. 5).

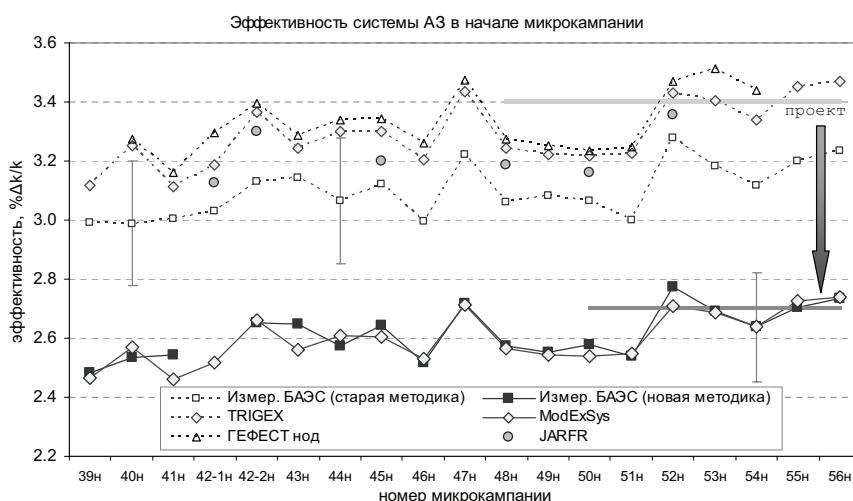


Рис. 5. Расчетные и экспериментальные значения эффективности системы АЗ

Анализ максимального запаса реактивности

Максимальный запас реактивности является физической величиной, определяющей верхнюю границу положительной реактивности, которая потенциально может быть высвобождена в активной зоне. Эта величина для обеспечения ядерной безопасности реакторной установки должна быть скомпенсирована за счет использования систем воздействия на реактивность, т.е. системы СУЗ, с учетом физических свойств активной зоны.

Поскольку экспериментально состояние реактора с высвобожденным максимальным запасом реактивности не реализуется, запас реактивности определяется

на основе непрямых изорной установки, счет физических свойств активной зоны и использований сисмерений – как комбинация измерений критостояния, эффективности системы КС и «интегральной кривой» системы КС.

Расчет позволяет прямо моделировать состояние РУ БН-600 с максимальным запасом реактивности. Однако в связи с тем, что используемые коды имеют различные методические погрешности (в частности, погрешность диффузионного приближения), для улучшения оценки запаса реактивности часто используются расчеты критических состояний, с помощью которых эти погрешности минимизируются.

Для учета систематики в расхождениях и уменьшения влияния технологической составляющей погрешности при прогнозе критичности предложена специальная методика корректировки прогнозных оценок по результатам текущих измерений [6], которая оказалась весьма эффективной. Было показано, что целесообразно учитывать зависимость гетерогенной погрешности от глубины погружения системы компенсации:

$$k_{\text{эфф}} = k_d \cdot \delta_k \cdot \left(1 + \varepsilon_k \cdot \left(\frac{1}{k_d} - \frac{1}{k_d^{\text{ВК}}} \right) \right), \quad (4)$$

где k_d – расчетные значения $k_{\text{эфф}}$, полученные по диффузионному коду для интересующего нас состояния и состояния с РО СУЗ, находящимися на верхних концевиках (помечено как ВК); ε_k – поправка, учитывающая методическую составляющую погрешности расчета эффективности системы РО СУЗ и вычисляемая методом Монте-Карло (по программе MMKKEENO); δ_k – суммарная поправка на $k_{\text{эфф}}$, учитывающая систематическую компоненту погрешности расчета коэффициента размножения по стандартной модели активной зоны БН-600 с использованием диффузионного кода и фактически измеренных критичностей предыдущих состояний активной зоны с реализацией тех или иных технологических погрешностей.

С учетом выражения (4) запас реактивности определяется как

$$\rho_{3P} = \left(1 - \frac{1}{k_d^{\text{ВК}} \cdot \delta_k} \right) \cdot 100. \quad (5)$$

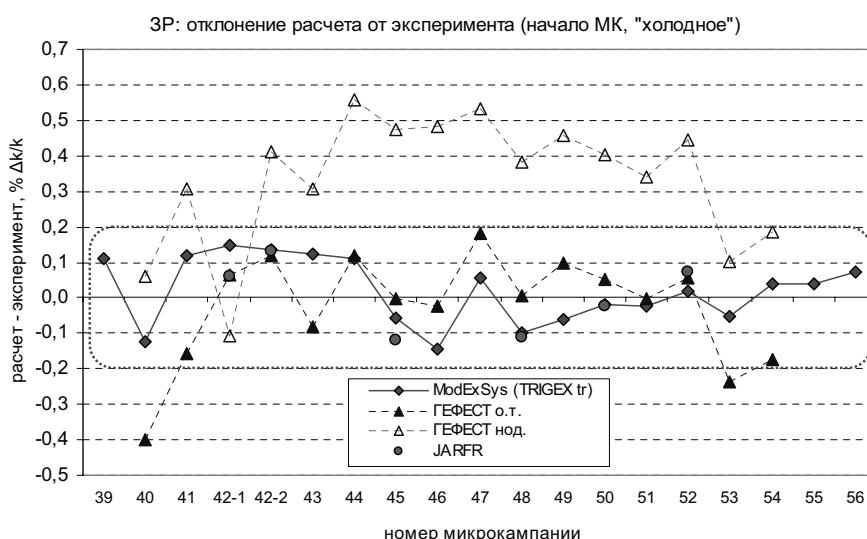


Рис. 6. Результаты анализа экспериментов по определению максимального запаса реактивности в начале микрокампании

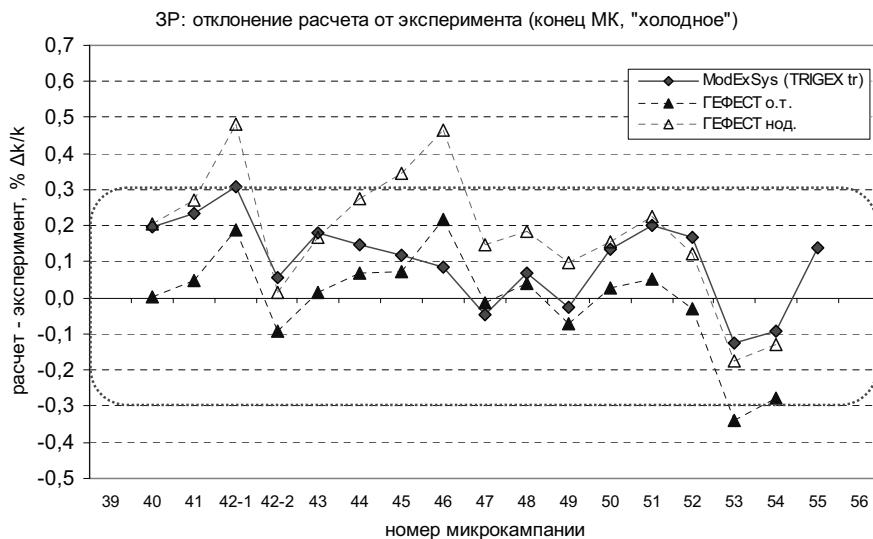


Рис. 7. Результаты анализа экспериментов по определению запаса реактивности в конце микрокампании

В процессе работы были оценены и проанализированы результаты 37-и измерений запаса реактивности в начале и конце микрокампаний, начиная с 39-ой по 56-ю. Итоговые результаты сравнения расчетов запаса реактивности с экспериментальными данными отражены на рис. 6-7. Исходя из полученных данных можно констатировать возможность прогноза запаса реактивности с точностью до

- 0,2% $\Delta k/k$ в начале микрокампании;
- 0,3% $\Delta k/k$ в выгоревшем состоянии в конце микрокампании.

Однако следует отметить, что эти результаты могут быть достигнуты только на основе анализа и учета ранее измеренных критических состояний БН-600.

Анализ уровня подкритичности после взвода АЗ

На рисунке 8 иллюстрируется оценка уровня подкритичности, который по требованиям ядерной безопасности не должен быть ниже 1%. В проектных материалах и сама величина, и ее погрешность определялись исходя из разности макси-

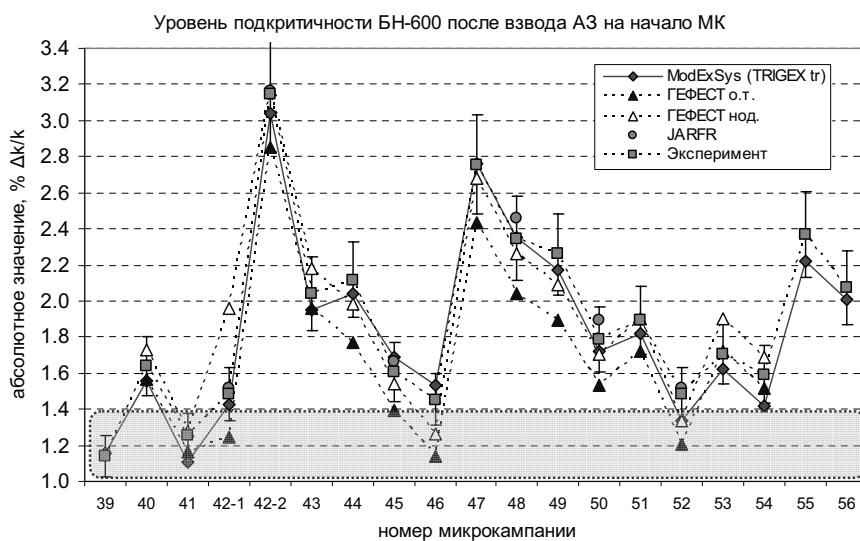


Рис. 8. Анализ уровня подкритичности БН-600 после взвода АЗ в состоянии с МЗР

мального запаса реактивности и эффективности рабочих органов СУЗ. Однако и в эксперименте, и в расчете, скорректированном на измеренную критичность, между МЗР и эффективностью РО СУЗ возникает корреляция погрешностей, которую достаточно сложно оценить. Поэтому уровень подкритичности лучше определять прямым расчетом, но с учетом влияния гетерогенности РО СУЗ согласно выражению

$$\rho_{\text{подкр.КС}}^{\text{ModExSys}} = \frac{1}{k_{\text{эфф}}^{\text{ModExSys}}} - 1 = \frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{HK}} \cdot \delta_k \left(1 + \varepsilon_k \cdot \left(\frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{HK}}} - \frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{BK}}} \right) \right)} - 1. \quad (6)$$

Результаты сравнения с экспериментом показывают, что при таком подходе уровень $\sim 0,4\% \Delta k/k$ представляется как достаточный запас на компенсацию расчетных неопределенностей прогноза подкритичности РУ БН-600 после взвода стержней А3.

Анализ темпа падения реактивности при выгорании топлива

Экспериментальная оценка темпа изменения реактивности на выгорание топлива состоит в проведении сглаживающей прямой зависимости запаса реактивности от наработки эффективных суток. При этом влияние нептуниевого эффекта реактивности устраняется: зависимость строится начиная с наработки не менее 10 эффи. сут. При построении зависимости исключаются также периоды работы реактора на уровнях мощности меньше номинальной (периоды отключения и подключения петли, подъем и снижение мощности).

На рисунке 9 с измеренными значениями сравнивается расчетный темп изменения реактивности, полученный из разницы запасов реактивности в начале и конце микрокампаний. На этом же рисунке показано поведение темпа изменения реактивности, если в расчетной методике учитывать выгорание бора-10 в стержнях СУЗ. Как видно из представленных данных, расчет темпа изменения реактивности согласуется с экспериментом в пределах 6%.

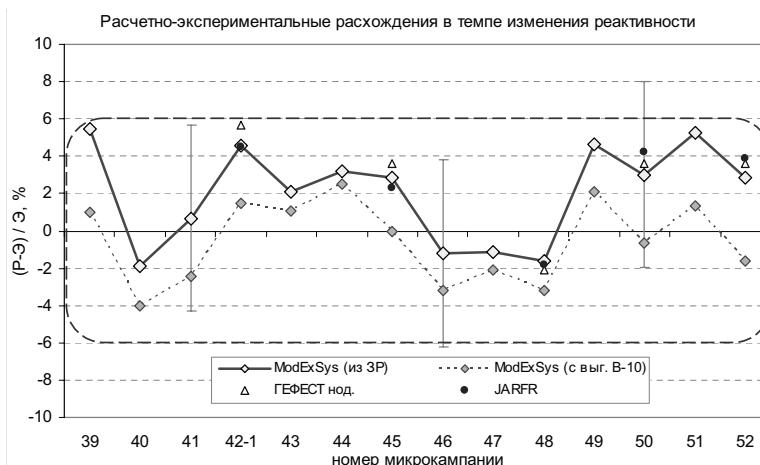


Рис. 9. Отличия расчетных данных от экспериментальных по темпу изменения реактивности

АНАЛИЗ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В БН-600

Методика гамма-сканирования для измерения распределения энерговыделения в активной зоне БН-600

В реакторе БН-600 нет средств автоматизированного контроля энерговыделения, мощности ТВС. Экспериментальные работы по анализу полей энерговыделения реактора БН-600 проводились в момент физпуска реактора, а затем периоди-

чески на этапах модернизации его активной зоны.

Методика включает в себя два основных этапа. Первый состоит в кратковременном активировании свежих ТВС в различных ячейках активной зоны, боковой зоны воспроизводства и внутриреакторного хранилища на малом, порядка ~0,6% от номинального, уровне мощности реактора. На втором этапе с помощью специальной установки проводится измерение относительной наведенной активности ^{140}La с использованием полупроводникового детектора.

Схема проведения измерений наведенной активности ТВС приведена на рис. 10. Штатными системами перегрузки ТВС поочередно выставляются в передаточном боксе реактора на уровне специально разработанного и смонтированного для этих измерений коллиматора γ -излучения. Измерения являются относительными. Одна из ТВС выбирается в качестве мониторной и в ходе проведения программы измерений ее активность периодически измеряется повторно, активность остальных ТВС измеряется и соотносится с активностью мониторной ТВС.

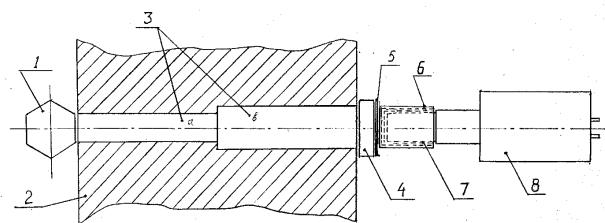


Рис. 10. Схема проведения измерений наведенной активности ТВС: 1 – сканируемая ТВС; 2 – стена передаточного бокса; 3 – коллиматор; 4, 5 – фильтры излучения; 6 – детектор; 7 – местная защита; 8 – блок охлаждения детектора)

Результатом единичного замера является площадь фотопика S с энергией 1596 кэВ, а итоговой измеряемой величиной – F_k , пропорциональная средней скорости делений в ТВС (табл. 2):

$$F_k = \frac{1}{Y_k} \cdot G_k \cdot \frac{1}{N_k} \cdot \sum_{i=1}^{N_k} \frac{D_{ki}}{\eta_{ki}} \cdot \frac{1}{n_{ik}} \cdot \sum_{j=1}^{n_{ik}} \frac{S_{ikj}}{\Delta t_j} \cdot T(t_0, t_{ikj}). \quad (7)$$

Результаты измерений в 44-50 перегрузки, 2003-2006 г.

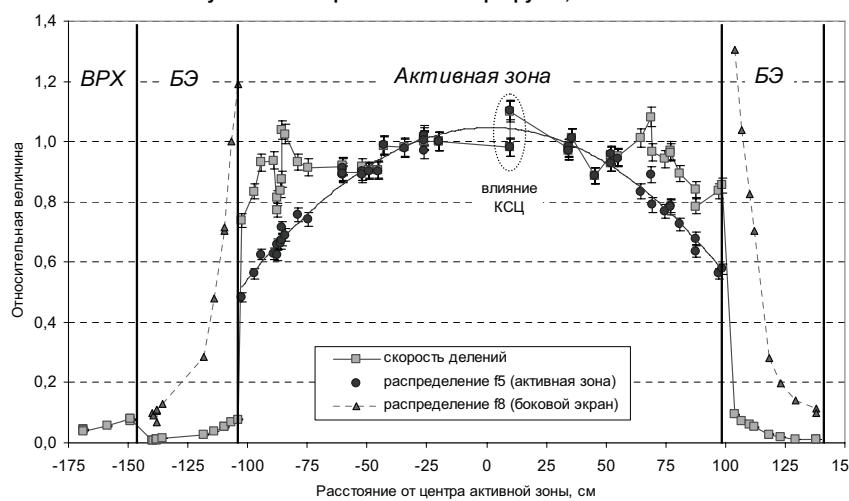


Рис. 11. Результаты измерений распределения скоростей деления в ТВС и скоростей реакции деления ^{235}U (активная зона) и ^{238}U (боковой экран)

Таблица 2

Смысло́вые и ха́рактерные числовые зна́чения па́раметров выра́жения (7)

Обозначение	Смысло́вое значение параметра	Ха́рактерное значение
S_{ikj}	Площадь фотопика от γ -излучения ^{140}La	~ 6000–10000 импульсов
Δt_j	Время (длительность) замера	~100 с
n_{ik}	Количество замеров	~5
$T(t_o, t_{ikj})$	Поправка на накопление-распад ^{140}La , t_o, t_{ikj} – длительность облучения и выдержки	$t_o \sim 8$ ч $t_{ikj} \sim 60$ –200 ч
G_k	Геометрический фактор для приведения результатов измерений к одной геометрии	1,00 ТВС акт. зоны ~ 0,1 ТВС ВБЭ, ВРХ ~ 0,02 ТВС НБЭ
D_{ik}	Поправка на «мертвое время» установки	~ 1,00–1,04
N_k	Количество измеренных граней в ТВС	от 2 до 6
η_{ki}	Коэффициент, учитывающий ослабление потока γ -квантов материалами ТВС	1,0 ТВС акт. зоны ~ 0,78 ТВС БЭ
Y_k	Средний выход цепочки ^{140}Ba – ^{140}La	0,0598–0,0587 – UO ₂ 0,0533 – MOX-топливо
k, i, j	Индекс ТВС, грани ТВС и замера соответственно	

В ходе данной работы была произведена серия экспериментов из трех этапов, выполненных после 44, 48 и 50 перегрузок топлива (рис. 11) [12].

Анализ распределения энерговыделения в активной зоне БН-600

Расчет распределения нейтронного поля БН-600 является основным методом прогнозирования и контроля за его локальными характеристиками: энерговыделение в тепловыделяющих элементах, мощность ТВС, повреждающей дозы на конструкционные материалы, выгорание топлива. Для БН-600 он осуществляется с использованием той же системы кодов TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ и ММККЕНО.

Проведенный анализ результатов измерений, выполненных в процессе перехода на активную зону 01М2 БН-600 [13], показал адекватность расчетного моделирования в пределах активной зоны с максимальной погрешностью, не превышающей 5,5%, при использовании диффузионных программ ГЕФЕСТ, JARFR и TRIGEX с константами БНАБ-93 (рис. 12).

Для бокового экрана и ВРХ характерна систематическая зависимость расхождений между расчетами и экспериментами по мере удаления от границы с активной зоной. Для этих внешних ячеек расчет систематически занижает энерговыделение и нейтронный поток на 20–25%. При этом реальный уровень расхождений существенно зависит от выбранных способов и алгоритмов снижения сеточной погрешности.

Для ТВС на границе активной зоны и бокового экрана расхождения полностью ликвидируются за счет учета методической компоненты погрешности диффузионного приближения. Для ТВС на периферии активной зоны подобный учет также существенно улучшает согласие расчета и эксперимента, однако полностью не ликвидирует расхождения. Мы связываем оставшиеся расхождения с константными и модельными погрешностями. И дальнейшее улучшение согласия расчета и эксперимента в этой области представляет интерес с этой точки зрения. С практи-

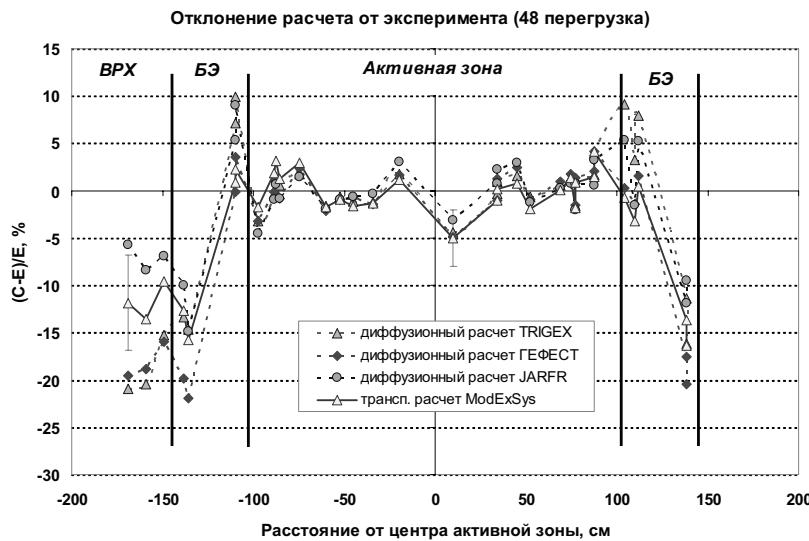


Рис. 12. Отклонение расчета от эксперимента в 48-ю перегрузку

тической же точки зрения продемонстрированный уровень расхождений не представляет для БН-600 заметных сложностей из-за невысокого уровня энерговыделения в периферийный областях.

Таблица 3

Уточненные нейтронно-физические характеристики активной зоны 01М2 реактора БН-600

Параметр	Начало микрокампании		Конец микрокампании	
	проектное значение	рекомендация	проектное значение	рекомендация
Максимальный запас реактивности	4,4	$4,5 \pm 0,2$	–	$2,4 \pm 0,3$
Эффективность первой системы стержней СУЗ				
18 КС+2 РС*	6,0	$5,8 \pm 0,4$	6,1	$5,5 \pm 0,4$
1 РС	0,21	$0,19 \pm 0,02$	0,22	$0,17 \pm 0,02$
19 КС+2 РС	6,4	$6,2 \pm 0,4$	6,5	$5,9 \pm 0,4$
Эффективность второй системы стержней СУЗ				
4 А3+А3-Π*	2,7	$2,00 \pm 0,14$	2,8	$2,10 \pm 0,15$
А3-Π (5А3+А3-Π)	0,18 3,4	$0,18 \pm 0,02$ $2,7 \pm 0,2$	0,20 3,5	$0,18 \pm 0,02$ $2,8 \pm 0,2$
Эффективность системы СУЗ				
Суммарная Без одного наиболее эффективного стержня	9,6 8,9	$8,7 \pm 0,6$ $8,0 \pm 0,6$	9,7 9,0	$8,5 \pm 0,6$ $7,8 \pm 0,6$
Уровень подkritичности после взвода системы А3 в состоянии с максимальным запасом реактив- ности	2,0	$1,7 \pm 0,4$	–	$3,5 \pm 0,4$
Уровень подkritичности при пере- грузке в состоянии с максималь- ным запасом реактивности	5,2	$4,2 \pm 0,4$	–	$6,1 \pm 0,4$

* – эффективность системы без одного наиболее эффективного стержня

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе работы с учетом многолетнего опыта эксплуатации БН-600 были окончательно доведены и отработаны методики измерений реактивностных характеристик на базе нового реактиметра и методика г-сканирования ТВС, выпущена новая редакция методики измерения нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600. В итоге были переоценены результаты выполненных ранее измерений и уточнены некоторые проектные параметры активной зоны, получаемые с использованием результатов измерений.

Развитие и применение новых программ нейтронно-физических расчетов (новые версии кодов ГЕФЕСТ и JARFR на базе современной системы групповых констант БНАБ-93, система ModExSys и код MMKKEENO на базе метода Монте-Карло) позволило на новом уровне понять и оценить методические особенности расчета базовых параметров активной зоны БН-600. Кросс-верификация кодов позволила добиться согласованности результатов, получаемых по различным кодам при использовании одинаковых сеточных опций.

В результате серии экспериментальных и расчетных исследований создана согласованная и непротиворечивая база данных о нейтронно-физических характеристиках быстрого натриевого реактора средней мощности, не имеющая аналогов в мире.

В результате работы завершена верификация системы кодов TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ и обоснованы уточненные значения основных нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600 с точностями, существенно превышающими аналогичные величины для других энергетических реакторов АЭС (табл. 3 и 4). В целом, были дополнительно подтверждены проектные параметры активной зоны, а оценка их погрешности получила дополнительное обоснование.

Таблица 4

Рекомендации по уточнению расчетных параметров нейтронного поля и оценки погрешностей их прогноза (максимальные значения)

Параметр	Поправка	Погрешность, %
Мощность ТВС		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,98	10
боковой зоны воспроизведения	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10
Максимальная линейная нагрузка твэлов		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,98	10
боковой зоны воспроизведения	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10
Максимальная повреждающая доза		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,92	10
боковой зоны воспроизведения	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10

Литература

1. Серегин А.С., Кислицина Т.С. Аннотация TRIGEX.04: Препринт №2846 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2000.
2. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов// Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1983. – Вып. 8(37). – С. 41-43.
3. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация программы ГЕФЕСТ// Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
4. Блысавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST // ММККЕН0 для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикаторами рассеяния в P_n -приближении: Препринт №2887 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ93: Верификационный отчет/ Межведомственная комиссия по аттестации справочных данных в различных тематических направлениях атомной науки, техники и технологии. Свидетельство ВНИЦ ГССД №444 от 01.07.95. – М., 1999.
6. Моисеев А.В. Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах: дисс. на соиск. уч. степ. канд. физ.-мат. наук, Обнинск, 2010.
7. Матвеенко И.П., Литицкий В.А., Шокодъко А.Г. Учет пространственных эффектов при измерении реактивности// Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 2008. – Вып. 2. – С. 41-47.
8. Шокодъко А.Г. Строгое уравнение кинетики ядерного реактора// Вопросы атомной науки и техники// Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 4. – С. 3-9.
9. Колесов В.Е., Макаров О.И., Матвеенко И.П., Шокодъко А.Г. Программа ДНЕСТР и ее применение для учета пространственных эффектов при измерении реактивности методом ОРУК: Препринт №1062 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1981.
10. Казанский Ю.А., Матвеенко И.П., Тютюнников П.Л., Шокодъко А.Г. К учету пространственных эффектов реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики// Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – Вып. 6. – С. 387-389.
11. Готье Ж.К., Матвеенко И.П., Шокодъко А.Г., Карпентер С.Г. и др. Сравнение эффективности поглощающих стержней быстрых реакторов// Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – Вып. 5. – С. 302-308.
12. Хомяков Ю.С., Кочетков А.Л., Изотов В.В. и др. Контроль за распределением энерговыделения в БН-600 методом γ-сканирования ТВС// Атомная энергия. – 2008. – Т. 105. – Вып. 6. – С. 339-344.
13. Моисеев А.В., Селезнев Е.Ф., Фаракшин М.Р., Хомяков Ю.С. и др. Анализ точности расчета распределения поля энерговыделения в БН-600// Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 2. – С. 63-70.

Поступила в редакцию 14.10.2010

РАЗВИТИЕ РАСЧЕТНЫХ ПРОГРАММ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ БН

Е.Ф. Селезнев, А.А. Белов

ИБРАЭ РАН, г. Москва



Для обоснования безопасности загрузок топлива в реактор БН-600 с 1987 г. по настоящее время на Белоярской АЭС эксплуатируется комплекс программ ГЕФЕСТ. Пути дальнейшего развития эксплуатационного программного обеспечения представлены в Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения...».

Ключевые слова: вычислительная система, комплекс программ, расчетное сопровождение эксплуатации, сечение, спектр.

Key words: computing system, software package, computational support to operation, cross-section, spectrum.

ВВЕДЕНИЕ

В обоснование безопасности текущих загрузок активной зоны используются расчетные программы сопровождения эксплуатации.

Исторически для эксплуатации первых реакторных установок (РУ) использовались проектные программы, но оказалось, что они обладают большей общностью, а для эксплуатационной программы важна конкретика, т.е. большая детализация расчетных параметров. Поэтому потребовалось создание новых расчетных инструментов – эксплуатационных программ. Первые такие расчетные инструменты были созданы для РУ БН-350 (комплекс MODERN [1] для ЭВМ ЕС-1022, разработка МИФИ – двумерная гексагональная геометрия в одногрупповом диффузионном приближении, но с использованием спектра, полученного в многогрупповом расчете двумерной цилиндрической модели реактора в комплексе SYNTES[2]). Авторы утверждали, что значение $k_{\text{эфф}}$ предсказывалось комплексом с погрешностью 0,4%, эффективность стержней СУЗ – в 1,5% [1].

НАЧАЛЬНЫЙ ЭТАП РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600

Для целей эксплуатации РУ БН-600 научным руководителем проблемы (ГНЦ РФФИ) был создан эксплуатационный комплекс URAN [3], предназначенный для нейтронно-физического расчета реактора в двухгрупповом энергетическом приближении в двумерной гексагональной геометрии. В комплексе предусматривались модули расчета эффективности стержней СУЗ, двигающихся по нерасчетному аксиальному направлению и т.п. Для работы с комплексом был разработан архив ТВС.

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

Подготовка констант в комплексе URAN была основана на использовании макросечений, с заранее подготовленным каталогом двухгрупповых макроконстант для различных зон реактора и с параметрическими зависимостями их от выгорания. Эта схема подготовки констант обеспечивает быстроту и получение достаточно хороших интегральных результатов. Но отсутствие учета температур, малая возможность оценки влияния спектра, наличие всего лишь 60-ти константных зон почти на 1000 сборках реактора, конечно же, ограничивало проведение детальных оценок получаемого результата.

С 1986 г. для БАЭС началась работа над созданием трехмерного программного комплекса для проведения эксплуатационных расчетов вместо существующего двумерного. В конце 1987 г. комплекс программ, в дальнейшем получивший название ГЕФЕСТ [4], был поставлен в опытную эксплуатацию на Белоярской АЭС.

Первая версия программы обладала достаточной степенью оригинальности, решала уравнение переноса нейтронов в трехмерной гексагональной геометрии в двухгрупповом диффузионном приближении с использованием для свертки констант спектров, полученных одним из ее расчетных модулей в многогрупповом приближении с системой подготовки констант АРАМАКО-С1 и библиотекой БНАБ-78 [5], имела свой собственный топливный архив (ТА), состоящий из двух частей (одна для ТВС и другая для стержней СУЗ). Для работы программы требовалась вся мощность, имеющаяся тогда на БАЭС ЭВМ ЕС-1036 (число каналов при подготовке сечений ограничивалось 200 типами и пр.). В связи с появлением персональных компьютеров позже была создана версия комплекса для РС. Помимо расчетной части она включала в себя средства постобработки и визуализации данных.

Опытная эксплуатация программы показала как ее достоинства, так и проблемы. На базе такого опыта программа была переработана, и к 1992 г. была создана ее новая версия, в которой было снято ограничение на число различаемых типов ТВС при подготовке сечений, ТА стал единым для всех сборок в РУ БН (ТВС, стержней СУЗ, ПИ и пр.) и т.д. В 1992 г. комплекс ГЕФЕСТ был представлен к аттестации в НТЦ ГАН РФ, получил аттестационный паспорт [4] и внедрен в штатную эксплуатацию на БАЭС для эксплуатационных расчетов РУ БН-600.

Комплекс программ имел модуль расчета температур, в котором температура определялась по инженерной методике через решение одномерной задачи переноса тепла по радиусу твэла и окружающего его теплоносителя, в предположении отсутствия перетечек тепла вдоль оси твэла. Плотность и температура теплоносителя, оболочки твэла и топлива определялись в каждой расчетной ячейке канала реактора, под которым понималась ТВС, канал для стержня СУЗ, пакет-имитатор и т.п. Расход и температура на входе теплоносителя через каждый из каналов определялись с учетом работы ГЦН каждой из трех петель первого контура реактора. В комплексе рассчитываются поля нейтронов, распределение энерговыделений и температур топлива, конструкционных материалов и теплоносителя вместе с плотностью последнего в 20000 точек расчетной модели реактора с учетом реального положения стержней СУЗ. Эти сведения особенно важны при отсутствии достаточного количества информации от измерительных приборов о подробном распределении указанных полей. Кроме оценки интегральных и локальных характеристик реактора с учетом выгорания и перемещения стержней в процессе работы реактора комплекс ГЕФЕСТ обеспечивал восстановление истории каждой сборки за время прохождения через реактор, что давало возможность делать выводы о дальнейшей судьбе сборки внутри реактора и при извлечении из него.

Большое количество физических зон и необходимость использования точных данных о физических характеристиках среды вызвали необходимость разработки

особого способа подготовки констант. В основе этого метода лежало использование заранее насчитанной библиотеки блокированных микроконстант как функции топливного состава, глубины выгорания и температуры. Библиотека много-групповых блокированных микроконстант насчитывалась с использованием комплекса программ АРАМАКО-С1.

Для моделирования движения стержней СУЗ использовался специальный алгоритм, обеспечивающий изменение сечений в расчетных точках в зависимости от конкретного положения стержней СУЗ, причем вычислялись не только макро-, но и микросечения, что позволяло определять выгорание поглотителя в зависимости от реального положения стержней СУЗ в процессе работы реактора.

В комплексе можно было выделить любую область реактора, например, стержень СУЗ с выраженной гетерогенной структурой, для ее расчета с использованием более мелкой сетки и последующей корректировки гомогенных констант сборок с выраженной гетерогенной структурой.

Для вычисления эффектов реактивности в комплексе были реализованы алгоритмы теории возмущений. Имелась возможность решать уравнения кинетики в квазистатическом приближении. Необходимые параметры уравнения для амплитудной функции (время жизни мгновенных нейтронов и доля запаздывающих нейтронов) также определялись в комплексе.

В начальный период работы комплекса не существовало базы данных по всем сборкам реактора, насчитанных единой программой, что не давало возможности уверенно обрабатывать данные по различным функционалам, по всем типам ТВС, стержней и гильз СУЗ. Соответственно не было единого набора данных по поведению реактора БН-600 за весь период эксплуатации, таких как запасы реактивности, $k_{\text{эфф}}$, темп потери реактивности, $\beta_{\text{эфф}}$ и др. Тем более, набор расчетных данных по сборкам реактора для активных зон реактора 01 и 01М, насчитанных комплексом URAN, был существенно меньше, чем мог предложить ГЕФЕСТ (например, комплекс URAN вел расчет и выдавал данные по одной точке на каждую сборку, а в комплексе программ ГЕФЕСТ – 18 точек), и кроме того большое количество функционалов ранее не рассчитывалось – данные по десяти нуклидам, максимальная и минимальная радиационные нагрузки, значения потоков энергетических групп, радиальный и аксиальный коэффициенты неравномерности и др. по высоте каждой сборки на начало и конец каждой микрокампании.

С целью повышения безопасности эксплуатации реактора БН-600, для улучшения качества предсказаний характеристик реактора и создания базы данных по всем элементам активной зоны реактора, а также с целью более точного учета в расчетах изотопного состава было принято решение о проведении перерасчета всех микрокампаний реактора комплексом программ ГЕФЕСТ. Также данная работа позволила оценить накопленный флюенс и радиационную нагрузку на элементы конструкции реактора, что было необходимо для проведения работ по обоснованию продления ресурса оборудования энергоблока. Эта работа была проделана сотрудниками БАЭС [6].

В процессе промышленной эксплуатации комплекса возникали разные задачи. Помимо штатных ТВС и стержней СУЗ в активную зону загружались различные материаловедческие сборки, экспериментальные сборки для наработки аргона-37, кобальта-60, стержень-«ловушка». Для последних двух типов сборок характерна сильно гетерогенная структура, связанная с наличием в них поглотителя (карбид бора, окись европия) и замедлителя (гидрида циркония). Были разработаны и внедрены методики подготовки констант для расчета активных зон с такими экспериментальными сборками.

СЕГОДНЯШНЕЕ СОСТОЯНИЕ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600

Необходимость дальнейшей модернизации программного комплекса ГЕФЕСТ была продиктована двумя обстоятельствами – выходом новой библиотеки констант БНАБ-93[7] с системой подготовки констант CONSYST[8] и возросшими возможностями компьютерной техники.

Переход на расширенную и уточненную библиотеку с усовершенствованной методикой подготовки констант позволил снизить погрешность расчетов. Единое константное обеспечение с программами научного руководителя и генерального конструктора БН-600 дало возможность оценивать результаты расчетов с исключением возможной ошибки в подготовке констант. Все необходимые нейтронно-физические константы (за исключением некоторых случаев) извлекаются из БНАБ-93.

Возросшая производительность «среднего» персонального компьютера позволила полностью отказаться от двухгрупповой модели расчетов и перейти на 26-групповую. Была расширена геометрическая модель реактора БН-600 посредством включения в расчет дополнительных ячеек, моделирующих окружение реактора (так называемую нейтронную подпорку, представляющую собой внутрибаковые стальные конструкции), так что число расчетных точек в плоскости реактора увеличилось почти вдвое. Увеличилось число отслеживаемых нуклидов в программе выгорания.

С учетом изменений были переписаны практически все расчетные модули комплекса ГЕФЕСТ. Отказ от двухгрупповых расчетов и некоторых упрощенных моделей позволил сделать проще методики подготовки данных и алгоритмы расчетов, что упростило анализ результатов работы комплекса. В состав комплекса был добавлен модуль нестационарного расчета.

Модернизированная версия комплекса программ ГЕФЕСТ (для расчетов а.з. с ограниченным количеством ТВС на МОХ-топливе и стальным экраном) была аттестована в 2004 г. и сегодня находится в штатной эксплуатации на БАЭС[9].

Была проделана большая работа для верификации модернизированного комплекса ГЕФЕСТ. Совместно с коллегами ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБМ была создана тестовая модель реактора БН-600. На ее основе были просчитаны необходимые состояния и получены все контролируемые параметры реактора БН-600. Помимо диффузионных программ JARFR [10], TRIGEX [11] и ГЕФЕСТ расчет проводился по прецизионной программе MMKGENO [12]. Сопоставление результатов расчета по всем привлеченным программам позволило оценить методическую погрешность расчета основных характеристик нейтронного поля реактора БН-600, таких как мощность ТВС, линейная нагрузка на твэл, скорости реакций деления и захвата, плотность потока нейtronов, флюенс нейtronов, скорость набора повреждающей дозы. Результирующие оценки приведены в табл. 1. Оценки сделаны для усредненных по сечению ТВС параметров (например, мощность ТВС) и локальных характеристик (линейная нагрузка в максимально напряженной точке). Как и следовало ожидать, локальные характеристики пока имеют более низкую степень обоснованности.

В связи с переводом реактора БН-600 с модернизации зоны 01M1 на 01M2 были проведены экспериментальные работы по измерению распределения поля энерговыделения в реакторе БН-600 методом гамма-сканирования. Результаты этой многолетней работы приводятся в [13]. Данные результаты использовались в процессе верификации комплекса программ ГЕФЕСТ.

В модернизированном комплексе ГЕФЕСТ был создан модуль расчета остаточного энерговыделения. Использованный в нем алгоритм расчета близок к методике, применяемой в программе CARE[14]. Основные результаты расчетов и их срав-

Таблица 1

Оценка методической точности расчета средних/локальных по сечению ТВС характеристик нейтронного поля реактора БН-600 с помощью диффузионных программ TRIGEX, JARFR и ГЕФЕСТ с константами БНАБ-93

Параметр	Активная зона (ЗМО, ЗСО, ЗБО)	Активная зона (область ФНИ)	БЗВ	ВРХ и граничные ячейки БЗВ
Мощность ТВС, линейная нагрузка, поток и флюенс нейтронов, f^5, f^9	4 / 7%	4 / 10%	5 / 10%	20 / 20%
Скорости пороговых реакций (f^8), повреждающая доза	5 / 8%	5 / 10%	10 / 15%	20 / 20%

нение приведены в работе [15]. В целом расчеты остаточного энерговыделения ТВС БН-600 согласуются с экспериментальными данными в пределах 10% при остаточной мощности ТВС более 0.5 кВт и 35% при меньших энерговыделениях. Сравнение данных указывает также на небольшое систематическое превышение расчетных данных над экспериментальными на ~40–50 Вт.

На основе СУБД ORACLE SQL сотрудниками БАЭС были созданы и введены в эксплуатацию средства постобработки, анализа и визуализации расчетных данных комплекса ГЕФЕСТ под общим названием УРАН ПК.

В процессе эксплуатации возникали и решались разные задачи, например, работа по обоснованию расчетной методики поиска негерметичных по топливу ТВС и др.

В настоящий момент заканчивается очередной этап модернизации комплекса, связанный с работами по снижению расчетных погрешностей во всех программах, причастных к обоснованию безопасной работы РУ БН-600, а именно, завешивается процедура аттестации его в НТЦ РТН (Ростехнадзора). Этот этап включает в себя совместную работу (ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ, ИБРАЭ) по теме «Разработка комплекса мер по повышению точности и надежности прогноза и контроля эффективности органов СУЗ, эффектов и запаса реактивности». В процессе ее выполнения были переработаны экспериментальные данные по определению эффективности одиночных и групп стержней СУЗ, максимального запаса реактивности, темпа потери реактивности на выгорание и других эффектов реактивности. На основе пересмотренных экспериментальных данных и результатов расчетов по трем диффузионным программам (TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ) и прецизионной программе ММККЕНО был выполнен анализ, которой показал, что точность расчетных методик, основанных на базе трехмерных многогрупповых расчетов по указанным программам, за счет прецизионных расчетов и учета экспериментальных данных может быть существенно повышенена. Так точность расчета $k_{\text{эфф}}$ определена в 0,4%, а эффективность одиночного стержня СУЗ в 7%.

В комплексе ГЕФЕСТ на сегодня реализовано аналитическое решение задачи выгорания топливных нуклидов; определение пустотного эффекта реактивности двукратным прямым расчетом поля нейтронов без использования теории возмущения; решение нестационарной задачи как с использованием квазистатического приближения, так и прямым расчетом задачи пространственной кинетики.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600 И ВНОВЬ СТРОЯЩИХСЯ БН

В настоящее время основная мировая тенденция в разработке расчетных программ для анализа и обоснования безопасности АЭС состоит в активном развитии

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

их нового поколения. Под этим понимаются программы, обеспечивающие сквозной связанный расчет многих различных по природе явлений, одновременно протекающих на АЭС (мультифизичность) за счет современной гибкой архитектуры программы, позволяющей объединять, управлять и организовывать обмен данными разнородных программных модулей, использование детальных трехмерных расчетов (CFD-методы для гидродинамических течений, 3D-нейтронно-физические, термомеханические расчеты и т.д.), базирующихся, в основном, на использовании минимума эмпирических настроек, современных вычислительных методиках, параллельных вычислениях, суперкомпьютерах, современных системах визуализации ввода и вывода расчетной информации. Такие программные инструменты могут использоваться для проектных анализов безопасности, а также применяться на всех стадиях жизненного цикла объектов атомной энергии и ко всем элементам топливного цикла АЭ.

В нашей стране все работы по созданию расчетных программ для БР, в том числе и в целях сопровождения эксплуатации, связаны с работами по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» (ФЦП), подпрограмма которой «Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности перспективных атомных электростанций и ядерного топливного цикла» должна обеспечить создание комплекса интегрированной системы расчетных программ для задач анализа и обоснования безопасности перспективных АЭС на базе реакторных установок на быстрых нейтронах и их ядерного топливного цикла (ЯТЦ), отвечающего мировому уровню и современным требованиям по обоснованию безопасности.

Согласно Дорожной карте указанной ФЦП, в ближайшие 10 лет предстоит революционное обновление программных средств (ПС) с переходом к реалистичному моделированию на основе

- многофазности;
- многомерности;
- самосогласованного описания многообразия физических процессов;
- новых вычислительных алгоритмов и технологий;
- использования кластерных вычислительных систем и суперкомпьютеров максимальной производительности.

На этом этапе будет происходить сближение по уровню сложности и эффективности практического применения кодов для задач конструирования и проектирования с ПС для анализа и обоснования безопасности.

Разработанные системы интегрированных ПС нового поколения позволят обеспечить решение широкого круга новых задач, к которым можно отнести создание

- ПС реального времени для управления авариями и аварийного реагирования;
- ПС для функциональных и полномасштабных тренажеров;
- интеллектуальной начинки для цифровых АЭС и объектов ЯТЦ.

Кроме того, реализованная в рамках сформулированных подходов интегрированная система расчетных программ важна для задач создания

- интегрированной базы и инструмента сохранения научных и инженерных знаний в области физики реакторов, безопасности АЭС и ЯТЦ, радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды;
- руководств и инструкций по управлению авариями (РУЗА, РУТА, ИУА);
- оптимизированных нормативных документов за счет более глубокого их обоснования и снижения консерватизма нормативных требований;
- инструмента подготовки и переподготовки кадров, в том числе учебных версий ПС для вузов и центров повышения квалификации.

Интегрированная система расчетных программ будет содержать ПС для анализа экологической безопасности и оптимизации топливного цикла на основе сценариев развития атомно-энергетического комплекса страны с возможностью моделирования технологий ЯТЦ в едином комплексе.

В основу создания ПС положена технологическая унификация и совместимость создаваемых элементов системы расчетных программ по всей цепочке от моделирования процессов в активной зоне до окружающей среды и человека на базе современных вычислительных технологий.

Большое внимание также уделяется современной архитектуре расчетных программ и задачам визуализации систем ввода-вывода информации и результатов расчетов.

Основные направления разработки программного обеспечения связаны с решением критических задач каждой области реакторного расчета, включая архитектуру системы интегрированных ПС, нейтронную физику, теплогидравлику, термомеханику, физико-химические процессы поведения топлива, взаимодействие теплоносителя с топливом и материалами активной зоны, миграцию продуктов деления (ПД) и радиоактивных продуктов активации в контурах РУ, течи натрия для РУ БН с учетом взаимодействия натрия с водой, перенос ПД и химически вредных веществ в окружающей среде и их воздействие на персонал и население, использование современных математических вычислительных технологий, суперкомпьютеров, параллельных вычислений, интеграцию системы расчетных программ, системы управления, верификацию расчетных программ и матрицы верификации, замкнутый топливный цикл.

Сформулированы следующие основные требования к вновь создаваемым расчетным инструментам:

- в разрабатываемые программные модули должна закладываться возможность параллельных вычислений на многопроцессорных ЭВМ высокой производительности;
- система расчетных программ, создаваемых в рамках ФЦП, должна описывать всю совокупность существенных явлений, происходящих в реакторных установках на быстрых нейтронах разных типов при развитии аварийного процесса, с использованием моделей, основанных на современном уровне знаний о явлениях;
- теплогидравлический модуль должен описывать как однофазные режимы течения теплоносителя, так и режимы с кипением (для случая натриевого теплоносителя);
- нейтронно-физический модуль должен описывать стационарные и нестационарные режимы на единой константной базе; нейтронно-физическая константная база должна быть адаптирована к каждому типу реакторов;
- должны рассчитываться все измеряемые параметры РУ, т.е. должны решаться как прямая задача моделирования нестационарного процесса с определением мощности реактора, так и обратная задача по определению измеряемых параметров процесса;
- модуль поведения топлива и миграции продуктов деления должен быть адаптирован к условиям работы в реакторах на быстрых нейтронах;
- разрабатываемая система расчетных программ должна моделировать все основные процессы в реакторных установках на быстрых нейтронах в разных режимах (условия нормальной эксплуатации, нарушения нормальной эксплуатации, проектные аварии, переходные режимы), а также явления при тяжелых теплоотводных и реактивностных запретных авариях применительно к их перечням для существующих и проектируемых АЭС и с учетом мер по управлению авариями;

- при проведении работ должен быть учтен опыт разработки физических моделей, разработки расчетных программ, накопленный в организациях отрасли;
- при разработке и модификации расчетных программ необходимо использовать современные высокоеффективные расчетные алгоритмы и численные схемы;
- должны быть учтены современные тенденции развития компьютерной техники, методов программирования, включая организацию параллельных вычислений с использованием высокопроизводительных компьютеров и вычислительных кластеров;
- система расчетных программ должна быть ориентирована на возможность независимого использования, в частности, надзорными органами для анализа безопасности и оценки выполнений нормативных требований по безопасности АЭС.

В ИБРАЭ РАН совместно с ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ и другими организациями начата разработка сквозного расчетного комплекса для анализа безопасности АЭС с реакторами БН, включая рассмотрение всевозможных режимов работы АЭС, от режимов нормальной эксплуатации до гипотетических аварий. Моделируются процессы от кинетики реактора до распространения вышедших в вытяжную трубу аэрозолей и осаждения их на поверхности почвы.

На сегодня проводится выбор и подготовка программных блоков для первой версии интегрального ПС, описывающих процессы в РУ БН, проведен анализ системы исходных данных для отдельных ПС, интерфейсов для связи отдельных модулей в программный комплекс и интерфейса пользователя. В качестве аналога для создаваемого комплекса выбран расчетный комплекс СОКРАТ-БН, аналог которого для анализа АЭС с РУ типа ВВЭР недавно был аттестован [16].

Особо хотелось остановиться на нейтронно-физической части интегрального комплекса программ для обоснования безопасности работы АЭС с быстрыми реакторами (БР), которая представляется несколькими составными модулями, подключенными через программную оболочку ко всем используемым базам данных комплекса. Здесь основной является часть, создаваемая для проведения расчетов



Рис. 1. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчета стационарного и исходного нестационарного состояний активной зоны БР

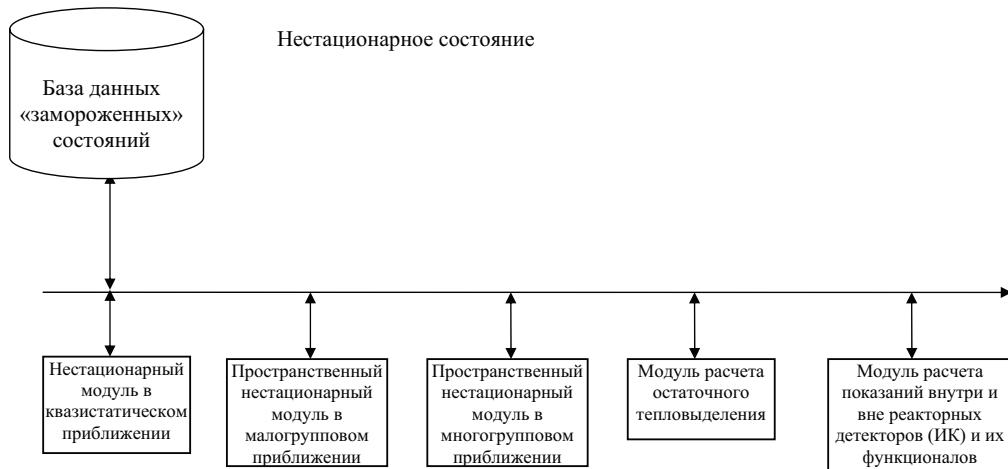


Рис. 2. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчета нестационарного состояния активной зоны БР

на АЭС. В ней выделяются часть, предназначенная для расчета активной зоны, а также часть для расчетов вне активной зоны, например, бассейнов выдержки, распространения активности по территории АЭС и вне ее и т.п.

Еще одной частью нейтронно-физических расчетов является расчет компонентов топливного цикла вне АЭС. Этот расчет может содержать в себе множество подзадач, имеющих отличия по топливу, способу переработки, месту размещения перерабатывающего производства и т.д.

На рисунках 1–3 представлена структура нейтронно-физического раздела сквозного комплекса программ для обоснования безопасности работы АЭС с БР.

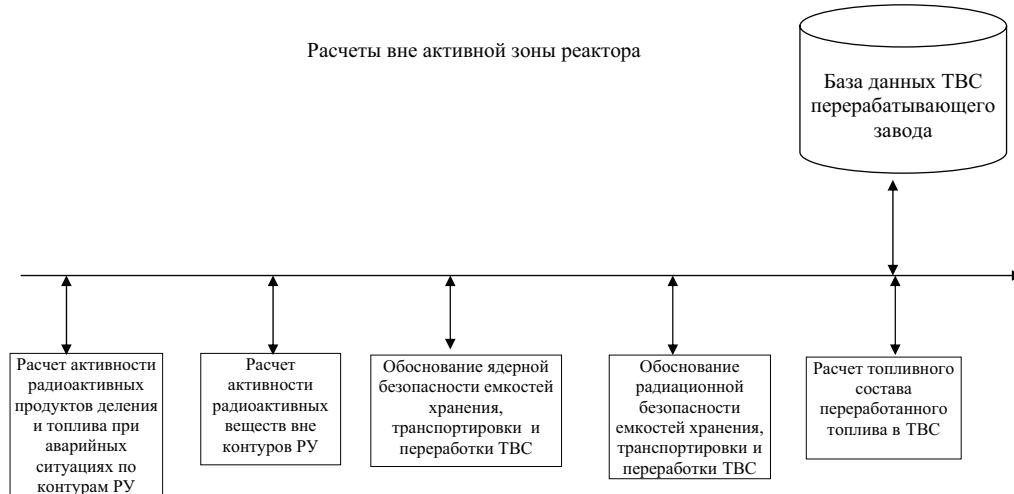


Рис. 3. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчетов вне активной зоны реактора

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНЫХ МОДУЛЕЙ

1. База данных топлива, твэла, ТВС (БД ТТТ) и алгоритмы работы с ней с содержанием информации по

- топливу (от структуры и формы таблеток до их наполнения нуклидами);
- оболочкам твэлов (их конструкции и содержание);

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- ТВС (конструкция, описание входа-выхода теплоносителя);
- стержням системы СУЗ (от материала поглотителя до его формы, конструкции пэлов и самого стержня).

Модуль наполнения БД ТТТ является модулем ввода входных данных для решения задачи и должен быть особо выделен для минимизации возможных мест влияния пользователя на постановку задачи с целью минимизации его ошибок.

2. Константное обеспечение анализа нейтронно-физических процессов.

Исходная библиотека сечений – библиотека нейтронных сечений с содержанием информации по сечениям взаимодействия нейtronов с ядрами среды, а также гамма-квантов, данных по запаздывающим нейtronам, выходам продуктов деления и по распадам нуклидов.

Возможна разработка системы константного обеспечения нового поколения с расширенной информацией по запаздывающим нейtronам (с библиотеками шести и восьми групп).

На сегодня существуют проблемы в константах минорных актинидов и осколков деления. В рамках работы планируется их оценка и подключение этих данных (около 42 нуклидов минорных актинидов и около 800 нуклидов деления) в доступную для пользователя библиотеку сечений.

База данных верификации нейтронно-физических констант предполагается с включением интегральных и макроэкспериментов. Для верификации и аттестации константного обеспечения должны быть разработаны методики оценки ковариационных матриц погрешностей нейтронно-физических констант.

Динамическая библиотека сечений – библиотека нейтронных сечений, основанная на аппроксимационных зависимостях поведения сечений от характеристик реакторной среды (температуры, плотности), строится непосредственно перед началом расчетов исходного нестационарного состояния активной зоны БР.

Модуль расчета динамических сечений предназначен для наполнения «динамической библиотеки сечений». Для получения аппроксимационных зависимостей сечений от параметров среды модуль должен быть способен проводить серии ячеичных расчетов с выгоранием топлива и изменением плотности и температур материалов ячейки, строить оптимизированные (минимизируя число членов аппроксимаций при непревышении погрешностей сечений) аппроксимационные зависимости сечений.

База данных «замороженных» состояний – расчетные данные нестационарной задачи, считанные на определенный момент времени для последующего анализа, в том числе и с использованием расчетов по программам повышенной точности (типа Монте-Карло).

3. Разработка, верификация и аттестация кодов анализа нейтронно-физических процессов с оценкой дисперсии проектных параметров РУ БР в стационарном состоянии.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 1 предназначен для решения прямой (условно-критической) задачи для определения плотности потока нейtronов.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 2 предназначен для решения сопряженной задачи для определения сопряженной к плотности потока нейtronов функции (функции ценности нейtronов), для использования в дальнейшем при оценке функционалов реактора через теорию возмущений, определения функционалов кинетики и т.п.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 3 предназначен для решения неоднородной задачи теории переноса нейtronов

(задачи с источником), определения плотности потока нейтронов при наличии источников спонтанного деления и других внешних источников нейтронов. Определяет вклад в энерговыделение нейтронов деления и нейтронов от внешнего источника.

Модуль расчета выгорания топлива необходим для оценок различных состояний активной зоны по кампании реактора.

Модуль оценки функционалов и их погрешностей с использованием теории возмущений, может применяться для оценки эффектов реактивности, коэффициентов чувствительности и т.п.

На сегодня все вышеуказанные модули используются в разных организациях, поэтому желательно создание (или выбор) одного модуля с учетом предыдущего опыта и знаний сегодняшнего дня, который мог бы служить контрольным модулем, если в организациях пожелают сохранить и свои старые.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны в кинетическом приближении, например, типа S_n -метода, необходим как модуль получения качественного решения сегодня в стационарном состоянии и на будущее в нестационарном состоянии. Модуль необходим для оценки полей нейтронов в прилегающем к активной зоне реакторном пространстве, вплоть до корпуса РУ, и напрямую может применяться для расчета защиты реактора, но для использования в составе интегрального комплекса требуется переработка существующего или создание нового.

4. Использование технологии прецизионных нейтронно-физических расчетов.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны в приближении Монте-Карло необходим для оценки погрешностей решений диффузационного типа, погрешностей характеристик функционалов и т.п. На сегодня в качестве базового модуля выбран ММК с учетом его работы на общепринятой в стране константной базе для расчета БР с возможностью перехода на поточечное энергетическое представление.

В рамках работ по данному модулю необходима разработка методик расчетов эффектов реактивности и коэффициентов чувствительности повышенной эффективности методами Монте-Карло, а также версии нестационарного расчета.

5. Разработка, верификация и аттестация кодов анализа нейтронно-физических процессов с оценкой дисперсии проектных параметров РУ БР в нестационарном состоянии.

Нестационарный модуль в квазистатическом приближении предназначен для решения нестационарной задачи определения поля нейтронов с представлением искомой функции произведением форм-функции и амплитудной функции. Простейший модуль решения пространственной нестационарной задачи, характеризуется высокой скоростью получения решения, но может использоваться лишь для оценок поведения поля нейтронов в асимптотических процессах.

Пространственный нестационарный модуль в малогрупповом приближении диффузационного типа предназначен для решения нестационарной задачи определения поля нейтронов в прямом нестационарном пространственном расчете с малым числом групп нейтронов (до двух групп). Модуль решения пространственной нестационарной задачи характеризуется повышенной, по сравнению с многогрупповой, скоростью получения решения, может использоваться для оценок поведения поля нейтронов как в асимптотических, так и неасимптотических процессах. Точность решения ниже, чем в многогрупповом модуле.

Пространственный нестационарный модуль в многогрупповом приближении диффузационного типа предназначен для решения нестационарной задачи опреде-

ления поля нейтронов в прямом нестационарном пространственном расчете с определенным в библиотеке нейтронных сечений числом групп нейтронов. Модуль решения пространственной нестационарной задачи характеризуется повышенной точностью получения решения по сравнению с малогрупповым модулем. Может использоваться для оценок поведения поля нейтронов как в асимптотических, так и в неасимптотических процессах.

Как и для стационарных задач, все вышеуказанные модули используются сегодня в разных организациях разные, поэтому желательно создание (или выбор) одного модуля с учетом предыдущего опыта и знаний сегодняшнего дня.

Модуль расчета остаточного тепловыделения.

Модуль расчета показаний внутри- и внеэнергетических детекторов (ИК) и их функционалов необходим для определения функционалов системы управления (АСУ ТП), таких как период разгона реактора, реактивность реактора и т.п., а также для оценки реакторно-физических экспериментов.

6. Разработка, верификация и аттестация модулей для обоснования ядерной и радиационной безопасности топливного цикла БР с оценкой погрешности параметров безопасности.

Модуль расчета активности радиоактивных продуктов деления и топлива при распространении их по контурам РУ в аварийных ситуациях и в режимах нормальной эксплуатации необходим для обоснования радиационной безопасности.

Модуль расчета активности радиоактивных веществ вне контуров при распространении по помещениям АЭС и во внешней среде необходим для прогнозирования радиационных последствий аварий для поиска решений по минимизации таких последствий даже от гипотетических аварий на АЭС (аналогом такого модуля может служить НОСТРАДАМУС [17]).

Модуль обоснования ядерной безопасности емкостей хранения, транспортировки и переработки ТВС необходим для получения оценки для бассейнов выдержки, транспортных контейнеров, емкостей на перерабатывающем заводе и т.п.

Модуль обоснования радиационной безопасности емкостей хранения, транспортировки и переработки ТВС для расчета активности и уровня облучения от рабочих поверхностей объектов вплоть до поступившей с завода по переработке топлива ТВС на АЭС.

Модуль расчета топливного состава переработанного топлива в ТВС, предназначенных для поставки на АЭС, должен обеспечивать возможность проведения расчетов с разными типами топлива (оксидным, нитридным, карбидным и металлическим). Должна быть предусмотрена возможность расчетов топлива с очисткой от всех продуктов деления или их части, использования актинидов и т.д.

База данных ТВС перерабатывающего завода (БДПЗ) формируется как база данных ТВС, поступивших на переработку, в том числе и извне системы БР, и ТВС с переработанным топливом, готовым к отправке на АЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для обоснования безопасности загрузок реактора БН-600 с 1987 г. по настоящее время на Белоярской АЭС эксплуатируется комплекс программ ГЕФЕСТ. За это время было проведено две модернизации комплекса. Первая связана с переходом ведения расчетов с ЕС ЭВМ на персональные компьютеры, вторая – с развитием компьютерной техники и переходом на новую библиотеку констант БНАБ-93 с системой подготовки констант CONSYST.

Ведущаяся работа по снижению погрешности расчетов привела к снижению консерватизма обоснования баланса реактивности при исчерпании исходных эксплуатационных запасов. Однако на сегодняшний день погрешность расчетных

функционалов 0,4% ($k_{\text{эфф}}$), 7% (эффективность одиночного стержня) продолжает оставаться значительной.

Дальнейшее развитие эксплуатационного программного обеспечения видится в работе по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.».

Литература

1. Хромов В.В., Гончаров Л.А., Апсэ В.А. Комплекс программ MODERN обеспечения эксплуатации реакторов типа БН. Физика ядерно-энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – С. 12-16.
2. Селезнев Е.Ф. Аннотация комплекса программ SYNTES//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1984. – Вып. 6(43). – С. 56-59.
3. Самсонов В.Г. Об одной конечно-разностной схеме решения уравнения диффузии в гексагональной геометрии//ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1985. – Вып. 5. – С. 41-45.
4. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф. и др. Аннотация программы ГЕФЕСТ//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
5. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 200 с.
6. Мальцев В.В., Росляков В.Ф., Гиззатулин Х.Ф. Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1. – С. 60-65.
7. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения/Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.
9. Белов А.А., Селезнев Е.Ф. Комплекс программ ГЕФЕСТ. Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 256-259.
10. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1983. – Вып. 8(37). – С. 41.
11. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90/ Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск, 1997.
12. Блысавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST-MMKKE0 для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикаторами рассеяния в Рп-приближении/Препринт ФЭИ-2887. – Обнинск, 2001. – 100 с.
13. Белов А.А., Васильев Б.А., Селезнев Е.Ф. и др. Анализ точности расчета распределения поля энерговыделения в быстром энергетическом реакторе БН-600// Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 2. – С. 63-70.
14. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке/ Препринт ФЭИ 2431. – Обнинск, 1995.
15. Забродская С.В. и др. Анализ остаточного тепловыделения ТВС БН-600// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 127-138.
16. Онуфриенко С.В., Кухтевич И.В., Безлекин В.В. и др. Анализ процессов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с применением отечественного интегрального кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ//Атомное энергомашиностроение. Труды ЦКТИ. Вып. 282. – СПб., 2002. – С. 89-99.
17. Антипов С.В., Головизнин В.М., Семенов В.Н. и др. Модификация модели ветрового восполнения для компьютерной системы НОСТРАДАМУС//Известия Академии наук. Сер.: Энергетика. – 2007. – № 4. – С. 66-79.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600

**Б.А. Васильев*, Н.Г. Кузавков*, О.В. Мишин*, А.А. Радионычева*,
М.Р. Фаракшин*, Ю.К. Бибилашвили**, Ю.А. Иванов**,
А.В. Медведев**, Н.М. Митрофанова**, А.В. Целищев**,
Л.М. Забудько***, В.И. Матвеев***, Ю.С. Хомяков***,
В.А. Черный*****

*ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород

** ОАО «ВНИИНМ», г. Москва,

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



Представлены результаты трех модернизаций активной зоны реактора БН-600 и обзор выполненных мероприятий по повышению выгорания топлива и увеличению межперегрузочного интервала. Предложены перспективные мероприятия по дальнейшему улучшению эксплуатационных характеристик активной зоны.

Ключевые слова: активная зона, выгорание топлива, конструкционные материалы, сталь, ТВЭЛ.

Key word: core, burnup, structural materials, steel, fuel pin.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время одной из приоритетных задач, стоящих перед атомной энергетикой, является обеспечение эффективности и конкурентоспособности атомных электростанций по сравнению с традиционными тепло- и гидро- электростанциями. Решение данной задачи идет по нескольким направлениям для РУ и АЭС в целом. В части РУ основными направлениями являются снижение удельной материалоемкости с целью уменьшения капитальных затрат на строительство и повышение эффективности использования топлива.

Основным путем повышения эффективности использования топлива на атомных станциях является снижение потребления ядерного топлива, что обеспечивается увеличением глубины его выгорания. Для реакторов БН увеличение глубины выгорания особенно эффективно, поскольку благодаря высокому уровню воспроизводства топлива (КВ) не требуется существенное повышение загрузки делящегося материала в ТВС.

В России накоплен самый большой в мире опыт по разработке и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах (БН) с натриевым теплоносителем. В отличие от

© **Б.А. Васильев, Н.Г. Кузавков, О.В. Мишин, А.А. Радионычева, М.Р. Фаракшин,
Ю.К. Бибилашвили, Ю.А. Иванов, А.В. Медведев, Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев,
Л.М. Забудько, В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков, В.А. Черный, 2011**

других стран этот опыт уже в большей степени получен на реакторах опытно-промышленного (БН350) и промышленного (БН-600) масштаба, а не только на исследовательских реакторах.

Реактор БН-600 был пущен в 1980 г., успешно эксплуатируется в течение 30-ти лет и в настоящее время является единственным энергетическим реактором в мире.

В связи с отсутствием промышленного производства уран-плутониевого топлива реактор БН-600 с начала эксплуатации и до настоящего времени работает на обогащенном урановом оксидном топливе. Смешанное уран-плутониевое топливо загружалось в реактор с целью его отработки в составе экспериментальных ТВС.

Максимальная достигаемая глубина выгорания в штатном урановом топливе БН постепенно изменялась от ~ 5% т.а. (первая загрузка реактора БН350) до освоенной на сегодня в реакторе БН-600 величины ~ 11% т.а.

Увеличение выгорания топлива в реакторе БН-600 с 7,2 до 11,2% т.а. было реализовано в несколько этапов путем проведения трех модернизаций активной зоны. Указанный прогресс в определяющей мере обусловлен достижениями в решении материаловедческих проблем, поскольку опыт эксплуатации реакторов БН-350 и БН-600 показал, что основной проблемой увеличения ресурса ТВС является радиационное повреждение материалов чехла ТВС и оболочки твэлов.

Работы по совершенствованию и созданию конструкционных материалов продолжаются, в основном, применительно к оболочке твэлов. Целью является дальнейшее увеличение выгорания топлива.

Основные работы по модернизации конструкции активной зоны реактора БН-600 выполнены в течение первого десятилетия работы реактора [1] и были направлены на обеспечение более благоприятных условий эксплуатации твэлов. В дальнейшем компоновка активной зоны принципиально не менялась. Задачи по модернизации активной зоны по мере увеличения выгорания топлива заключались в оптимизации схемы перегрузок ТВС и максимальном использовании запаса реактивности.

В процессе эксплуатации активной зоны были также выполнены работы по модернизации конструкции ТВС боковой зоны воспроизведения и стержней СУЗ.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600

Основные характеристики активной зоны и ТВС реактора с указанием диапазона изменений некоторых из них в процессе модернизации представлены в табл. 1.

Основные конструкторские решения по активной зоне реактора БН-600 были приняты при разработке реактора в период 1965–1975 гг. В процессе последующих проведенных трех модернизаций активной зоны из общих ее характеристик менялись только высота, она увеличивалась с 750 до 1030 мм и, соответственно, сокращалась высота торцевых экранов и газовой полости в твэле.

ОПЫТ РАЗРАБОТКИ И ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПЕРВОГО ТИПА

Проект активной зоны первого типа (зона 01) разрабатывался исходя из решения поставленных в то время задач по получению лучших воспроизводящих характеристик: коэффициента воспроизведения и времени удвоения. Для достижения высокого коэффициента воспроизведения в активной зоне была обеспечена плотная упаковка твэлов с достижением объемной доли топлива ~ 0,44, существенно большей, чем в зарубежных проектах быстрых реакторов. В связи с плотной упаковкой твэлов $t/d = 8,073 \text{ мм} / 6,9 \text{ мм} \approx 1,17$ активная зона имела большое гидравлическое сопротивление. Поэтому подогрев натрия в активной зоне был

Таблица 1

**Основные параметры активной зоны и ТВС
реактора БН-600**

Параметр	Значение
Количество сборок, шт.:	
с топливом	369
с воспроизводящим материалом	378
Диаметр активной зоны, мм	2058
Высота активной зоны, мм	750–1030
Усредненная толщина бокового экрана, мм	409
Толщина торцевых экранов (верхнего/нижнего), мм	300–400/350–400
Вид топлива	UO_2 (обогащ. по U-235)
Воспроизводящий материал в экранах	UO_2 (обедн. по U-235)
Загрузка топлива в активную зону, кг	8150–12100
Средний шаг размещения ТВС, мм	98,35
Размер чехловской трубы ТВС: «под ключ» × толщина, мм	96×2
Количество твэлов в ТВС, шт.	127
Размер оболочки твэлов: диаметр × толщина, мм	6,9×0,4
Длина газовой полости в твэле, мм	650–800
Длина сборки, мм	3500

принят большим, чем в зарубежных проектах, равным 173°C ($T_{\text{вх}} = 377^\circ\text{C}$, $T_{\text{вых}} = 550^\circ\text{C}$). Соответственно, максимальная температура оболочки твэлов с учетом неопределенности параметров в активной зоне реактора БН-600 составляет $\sim 710^\circ\text{C}$.

Для демонстрации возможности достижения малого времени удвоения в реакторах БН была принята высокая энергонапряженность активной зоны – $550 \text{ МВт}/\text{м}^3$, что конструктивно обеспечивалось относительно малой высотой активной зоны (0,75 м) и, соответственно, максимальной тепловой нагрузкой на твэл 54 кВт/м.

В проекте активной зоны первого типа использовалось топливо двух видов обогащения: 21% в центральной части активной зоны (зона малого обогащения – ЗМО) и 33% в периферийной части активной зоны (зона большого обогащения – ЗБО). Картограмма размещения сборок активной зоны первого типа приведена на рис. 1.

При этом в ЗБО была предусмотрена перегрузка топлива с перестановками ТВС от периферии к центру активной зоны с целью дополнительного выравнивания распределения энерговыделения. В качестве конструкционного материала чехлов ТВС использовалась аустенитная сталь 08Х16Н11М3 в МТО- (механико-термическая обработка) состоянии, в качестве материала оболочек твэлов – сталь 06Х16Н15М35 (ЭИ847) в аустенизированном состоянии.

Проектирование активной зоны реактора БН-600 велось в условиях ограниченной информации по поведению конструкционных материалов при высокодозном облучении, характерном для быстрых энергетических реакторов. Решение по допустимой кампании ТВС и глубине выгорания топлива принималось непосредственно перед пуском реактора, который состоялся в 1980 г.

В соответствии с имеющимися экспериментальными данными, полученными к тому времени на БН-350, было установлено, что факторами, определяющими ресурс ТВС, являются радиационное распухание и радиационная ползучесть чехлов ТВС, приводящие к увеличению размера чехлов «под ключ» и их искривлению, и в

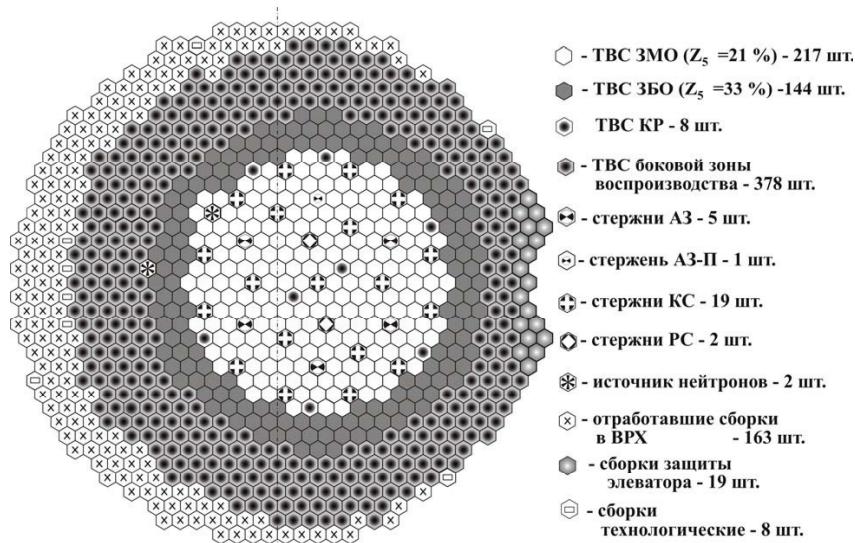


Рис. 1. Картограмма активной зоны первого типа (зона 01)

итоге – к проблеме перегрузки ТВС из-за их силового взаимодействия друг с другом. Исходя из этого кампания ТВС ЗМО была назначена равной 200 эфф.сут ($B^{\max} \approx 5,2\%$ т.а., максимальная повреждающая доза ≈ 40 сна). В ЗБО с учетом меньшей скорости радиационного повреждения кампания ТВС была принята на интервал больше, чем в ЗМО, 300 эфф.сут ($B^{\max} \approx 7,2\%$ т.а., максимальная повреждающая доза ≈ 44 сна).

Опыт эксплуатации активной зоны первого типа подтвердил обоснованность принятых ограничений по кампании ТВС. При проведении перегрузок после достижения указанных выше значений повреждающей дозы усилия извлечения ТВС существенно возросли и были близки к предельно допустимым по условиям работы механизмов перегрузки.

Наряду с этим ожидаемым эффектом при эксплуатации активной зоны проявился еще один фактор, ограничивающий кампанию ТВС, – разгерметизация твэлов, в основном, в ЗБО, до уровня, близкого к предельно допустимому значению 0,1%.

Комплекс послереакторных исследований, проведенных на БАЭС, в ФЭИ, НИИАР и ИРМ при непосредственном участии ВНИИНМ [2], показал, что основная причина разгерметизации твэлов – выраженная внутритвэльная коррозия, связанная с высокими тепловыми нагрузками на твэлы и режимом перегрузок ТВС ЗБО с их перестановками, приводящими к скачкообразному росту тепловых нагрузок. При этом наблюдалось осевое перемещение топлива в твэлах, локальные разрывы и уплотнения топливного столба, обусловленные этим локальные перегревы.

ПЕРВАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Основной задачей, решаемой при выполнении работ по первой модернизации активной зоны, было устранение причин, приводящих к разгерметизации твэлов. Основные технические решения, принятые для этой цели, заключались в увеличении высоты активной зоны с 0,75 до 1 м с целью снижения тепловых нагрузок на твэлы и в исключении перестановок ТВС в ЗБО. Кроме того, для обеспечения стабильной геометрии топливного столба был уменьшен диаметр центрального отверстия в топливных таблетках.

С целью обеспечения приемлемого выравнивания распределения энерговыделения при отказе от перестановок ТВС в ЗБО было принято решение об использо-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

вании в активной зоне трех видов обогащения топлива путем введения зоны среднего обогащения (ЗСО). Конкретные значения обогащений в ЗМО, ЗСО, ЗБО выбирались с учетом целого ряда факторов и в конечном счете были приняты из ряда стандартных обогащений: 17, 21 и 26%. Границы зон обогащения были выбраны в том числе с учетом принципа обеспечения повышенной тепловой нагрузки в периферийных зонах с целью достижения более глубокого выгорания топлива в условиях работы твэлов при меньшей скорости радиационного повреждения конструкционных материалов. На рисунке 2 представлена картограмма модернизированной активной зоны с тремя зонами обогащения.

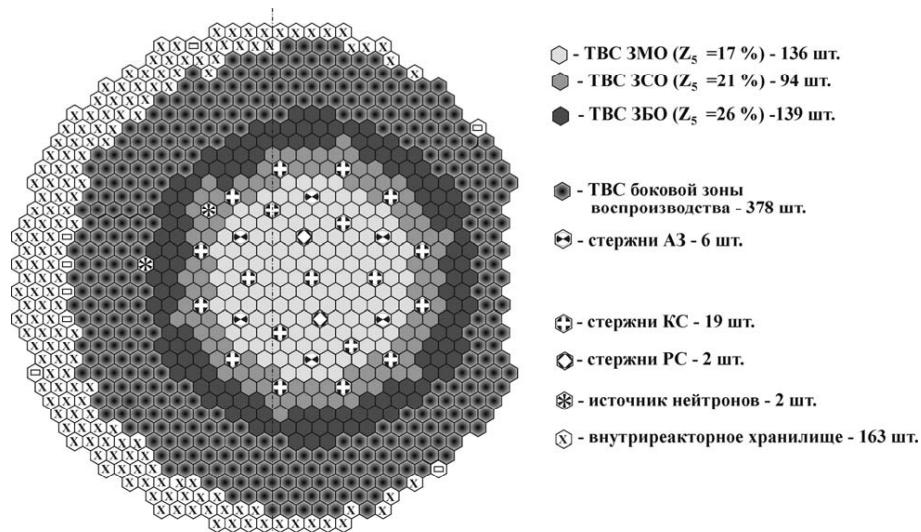


Рис. 2. Картограмма модернизированной активной зоны реактора БН-600

Наряду с описанным выше принципиальным изменением компоновки активной зоны с целью снижения и выравнивания параметров эксплуатации твэлов при модернизации удалось применить усовершенствованные более радиационно стойкие конструкционные материалы. Это оказалось возможным благодаря большой работе, развернутой в этом направлении во ВНИИНМ и активно поддерживаемой всеми участниками работ по направлению БН.

К моменту перехода на модернизированную активную зону было освоено изготовление чехлов ТВС и оболочек твэлов из сталей аустенитного класса в холоднодеформированном состоянии, что обеспечило их меньшие радиационное распухание и деградацию механических свойств в процессе облучения. В итоге удалось увеличить допустимое значение повреждающей дозы с 44 до 54 сна и увеличить топлива. Благодаря этому и снижению энергонапряженности активной зоны при увеличении ее высоты (до $\sim 430 \text{ МВт}/\text{м}^3$) были значительно увеличены интервал работы реактора между перегрузками (со 100 до 165 эфф.сут) и кампания ТВС (с 200–300 до 465 эфф.сут). Изменение основных характеристик активной зоны при ее первой модернизации приведено в табл. 2.

Переход на активную зону первой модернизации был осуществлен в 1987 г. Опыт эксплуатации реактора с модернизированной активной зоной показал высокую эффективность принятых новых решений: снизились усилия извлечения ТВС при перегрузках, случаи разгерметизации твэлов стали единичными, увеличился коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) реактора, сократилось потребление ТВС.

Таблица 2

**Изменение основных характеристик активной зоны
при переходе от активной зоны первого типа
к модернизированной зоне**

Параметр	Тип активной зоны	
	01	01М
Период эксплуатации, гг. (№ МКК)	1980–1987 (1–17)	1987–1993 (18–28)
Обогащение топлива (по U-235), % ЗМО / ЗСО / ЗБО	21 / – / 33	17 / 21 / 26
Количество ТВС в активной зоне, шт. ЗМО / ЗСО / ЗБО	217 / – / 144	136 / 94 / 139
Материал чехла ТВС	08Х16Н11М3 МТО	08Х16Н11М3Т х.д.
Материал оболочек твэлов	06Х16Н15М3Б (ЭИ-847)	ЭИ-847 х.д.
Высота ВТЭ/топливного столба/НТЭ, см	40 / 75 / 40	30 / 100 / 38
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м	54,0	47,2
Кампания ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО (периферия ЗБО), эфф.сут	200 / – / 300	330 / 330 / 330 (495)
Интервал между перегрузками, эфф.сут	100	165
Выгорание топлива максимальное в ЗМО/ЗСО/ЗБО, % т.а. среднее по активной зоне, МВт·сут/кг	5,1 / – / 7,2 42,5	6,5 / 6,9 / 8,3 44,5
Максимальная повреждающая доза ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО, сна	40 / – / 44	53 / 51 / 54

ВТОРАЯ И ТРЕТЬЯ МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Благодаря последовательной работе по разработке новых конструкционных материалов и их совершенствованию в последующий период эксплуатации реактора БН-600 были проведены еще две модернизации активной зоны. В 1993 г. был осуществлен переход на активную зону второй модернизации, в которой были применены новые конструкционные материалы как для чехлов ТВС, так и для оболочки твэла: соответственно стали 12Х12М1БФР (ЭП-450) и 06Х16Н15М2Г2ТФР х.д. (ЧС-68 х.д.). Допустимое значение повреждающей дозы было увеличено с 54 до 75 сна, что позволило в 1,5 раза увеличить кампанию ТВС до 480 эф.сут. С учетом этого в проекте активной зоны второй модернизации была предусмотрена трехкратная перегрузка ТВС вместо двухкратной (для основной части активной зоны) в активной зоне первой модернизации. Для обеспечения необходимого запаса реактивности высота активной зоны была увеличена с 1 до 1,03 м.

Особенностью реализованной в 2004 г. активной зоны третьей модернизации является максимальное использование выявленных запасов в активной зоне второй модернизации. В части конструкционных материалов с учетом проведенных работ по их совершенствованию и выявлению предельных параметров эксплуата-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ции [3, 4] был допущен переход на максимальную повреждающую дозу 82 сна, что соответствовало возможности увеличения кампании ТВС до 560 эфф.сут. Что касается нейтроннофизических характеристик активной зоны, то здесь было выявлено наличие определенного избыточного запаса реактивности реактора, что позволило перейти на более глубокое выгорание топлива без изменения загрузки топлива в твэлы.

При разработке проекта активной зоны третьей модернизации была решена задача по оптимизации схемы перегрузок реактора с учетом желательных периодов для проведения перегрузок и планово-предупредительных ремонтов: весной и осенью каждого года. Соответственно, в проекте активной зоны третьей модернизации был предусмотрен переход на четырехкратную схему перегрузок ТВС с двумя перегрузками в год при разной длительности зимнего и летнего интервалов между перегрузками: 160 и 120 эфф.сут соответственно.

Прошедший после 2004 г. период эксплуатации реактора подтвердил основные проектные характеристики активной зоны третьей и возможность ритмичной работы реактора в новом режиме перегрузок.

В таблице 3 представлено изменение основных характеристик активной зоны при переходе от ее второй модернизации к третьей (современная зона 01M2) и приведены основные параметры эксплуатации активной зоны.

Таблица 3

Изменение основных характеристик активной зоны при переходе от второй модернизации к третьей

Параметр	Тип активной зоны	
	01M1	01M2
Период эксплуатации, гг. (№ МКК)	1993–2004 (29–46)	с 2004 (с 47)
Обогащение топлива (по U-235), % ЗМО / ЗСО / ЗБО	17 / 21 / 26	
Количество ТВС в активной зоне, шт.ЗМО / ЗСО / ЗБО	136 / 94 / 139	
Материал чехла ТВС	12Х12М1БФР (ЭП-450)	
Материал оболочек твэлов	06Х16Н15М2Г2ТФР х.д. (ЧС-68 х.д.)	
Высота ВТЭ/топливного столба/НТЭ, см	30 / 103 / 35	
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м	47,1	47,5
Кампания ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО (периферия ЗБО), эфф.сут	480 / 480 / 480 (640)	560 / 560 / 560 (720)
Интервал между перегрузками, эфф.сут	160	120 / 160
Выгорание топлива максимальное в ЗМО/ЗСО/ЗБО, % т.а. среднее по активной зоне, МВт·сут/кг	9,0 / 9,5 / 10,0 60	10,0 / 10,5 / 11,2 70
Максимальная повреждающая доза ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО, сна	75 / 72 / 69	82 / 79 / 75

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ВЫПОЛНЕННОЙ МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Основным результатом выполненной модернизации активной зоны реактора БН-600 явилось обеспечение более благоприятных условий эксплуатации твэлов, что позволило существенно повысить их надежность. Одновременно было обеспечено увеличение длительности кампании ТВС и интервала между перегрузками.

Использование более радиационно стойких сталей позволило перейти на повышенную повреждающую дозу и увеличить выгорание топлива с 42,5 до 70 МВт·сут/кг (максимальное локальное выгорание от 7,2 до 11,2% т.а.).

На рисунке 3 показано, как по мере модернизации активной зоны реактора БН-600 обеспечивалось выравнивание нагруженности твэлов разного типа, когда повышенное выгорание топлива компенсируется пониженной радиационной нагрузкой на оболочку твэла.

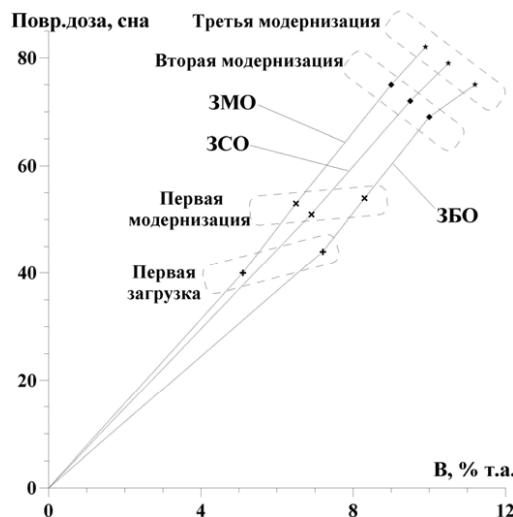


Рис. 3. Соотношение условий работы твэлов разного типа в активной зоне реактора БН-600

В таблице 4 показано улучшение технико-экономических показателей работы реактора БН-600 в ходе модернизаций активной зоны.

Таблица 4

Улучшение технико-экономических показателей работы реактора БН-600 за счет модернизации активной зоны

Показатель	Тип активной зоны (период эксплуатации, гг.)			
	01 (1980–1987)	01M (1987–1993)	01M1 (1993–2004)	01M2 (с 2004)
Потребление ТВС, 1/год	423 + 11 КР	392	215	181
Потребление U-235, т/год	2,7	1,72	1,32	1,11
Длительность интервала между перегрузками, эфф.сут	100	165	160	120 / 160
КИУМ	~ 0,7	~ 0,75	~ 0,74*	~ 0,77

* Снижение КИУМ связано с ремонтом ЦПК в 1998 г.

ПЕРСПЕКТИВЫ ДАЛЬНЕЙШЕГО УВЕЛИЧЕНИЯ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

Опыт исследования облученных шестигранных чехлов ТВС и гильз, выполненных на основе шестигранных труб из стали ЭП-450, стержней СУЗ, материаловедческих образцов реактора БН-600, а также оболочек твэлов реактора БОР-60 (максимальная доза 108 – 163 сна) [5 – 7] показал, что работоспособность чехлов ТВС не является ограничивающим фактором обеспечения выгорания топлива более 15% т.а.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Основным фактором, ограничивающим ресурс ТВС, является радиационное повреждение материала оболочки твэла, проявляющееся в ее радиационном распухании, и коррелирующая с распуханием деградация механических свойств.

Для повышения работоспособности твэлов на ОАО «МСЗ» было внедрено производство труб для оболочек твэлов реактора БН-600 с применением операции диффузионного отжига, оптимизированных режимов рекристаллизационного отжига и метода короткооправочного волочения на конечном размере [8].

Последовательное внедрение этих мер позволяет рассчитывать на увеличение допустимой повреждающей дозы для стали ЧС-68 х.д. до ~ 95 сна [9].

С учетом этого начаты работы по подготовке к переводу активной зоны реактора БН-600 на увеличенную кампанию ТВС. В 2007 г. было выпущено обоснование по увеличению проектной длительности 53 МК со 120 до 145 эфф.сут и, соответственно, кампании основного массива ТВС с 560 до 585 эфф.сут в течение 53–56 МК. Фактически за это время эксплуатации реактора была достигнута повышенная кампания 572 эфф.сут. В 2009 г. было выполнено обоснование по продлению 57–60 МК до 585 эфф.сут и достижению максимальных значений повреждающей дозы 86 сна и выгорания топлива 11,6% т.а. Планируется продолжить опытную эксплуатацию активной зоны с увеличенной кампанией в 2010–2011 гг., а затем осуществить очередную плановую модернизацию активной зоны.

К настоящему времени ОКБМ совместно с ВНИИНМ проработано два варианта модернизации активной зоны: с сохранением режима четырехкратной перегрузки при дальнейшем увеличении кампании ТВС до 592 эфф.сут (повреждающая доза ~ 87 сна) и при переходе на режим двукратной перегрузки с годовым интервалом при увеличении кампании ТВС до 612 эфф.сут (повреждающая доза ~ 90 сна).

Более существенное увеличение выгорания планируется достичь путем перехода на новый конструкционный материал для оболочек твэлов – аустенитную сталь 07Х16Н19М2Г2БТР-ИД (ЭК-164) в холоднодеформированном состоянии [10].

В 2009 г. в реакторе БН-600 были успешно завершены испытания опытных ТВС с комбинированным пучком твэлов, включающим в себя штатные твэлы с оболочкой из стали ЧС 68 х.д. и опытные твэлы с оболочками из стали ЭК-164 х.д. Послереакторные исследования подтвердили существенно лучшую радиационную стойкость стали ЭК164 х.д.: при достигнутой дозе 77 сна среднее увеличение диаметра твэлов с оболочками из стали ЭК-164 х.д. оказалось примерно в 1,5 раза ниже, чем для твэлов с оболочками из стали ЧС-68 х.д. С учетом этого можно рассчитывать на возможность достижения ресурса ТВС, соответствующего величине максимальной повреждающей дозы ~ 110 сна, т.е. максимальному выгоранию ~ 14,5% т.а. Для достижения такого выгорания топлива активная зона должна быть переведена в режим пятикратной перегрузки с полугодовым интервалом работы. При этом потребуется некоторое повышение обогащения топлива или использование другого способа увеличения загрузки делящегося материала. Прогнозируемые характеристики активной зоны с использованием оболочечной стали ЭК16-4 х.д. приведены в табл. 5.

В настоящее время с использованием экспериментальных ТВС проводятся работы по обоснованию работоспособности стали ЭК-164 до 110 сна. Планируется завершение комплекса этих работ в 2014 г.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Активная зона реактора БН-600 разрабатывалась в условиях ограниченной информации по радиационной стойкости конструкционных материалов, и ее проект был нацелен на демонстрацию возможности достижения высоких воспроизводящих характеристик реакторов типа БН.

Таблица 5

**Прогнозируемые характеристики активной зоны
с использованием оболочечной стали ЭК164 х.д.**

Параметр	Значение
Обогащение топлива (по U-235), % ЗМО / ЗСО / ЗБО	17,6 / 21,9 / 27,1
Количество ТВС в активной зоне, шт. ЗМО / ЗСО / ЗБО	136 / 94 / 67 (72)
Материал чехла ТВС	ЭП-450
Материал оболочек твэлов	ЭК-164 х.д.
Высота ВТЭ/топливного столба/НТЭ, см	30 / 103 / 35
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м	48,9
Кампания ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО (периферия ЗБО), эфф. сут	730 / 730 / 730 (840)
Интервал между перегрузками, эфф. сут	110/170
Выгорание топлива максимальное в ЗМО/ЗСО/ЗБО, % т.а. среднее по активной зоне, МВт·сут/кг	12,7 / 13,7 / 14,4 89
Максимальная повреждающая доза ТВС ЗМО/ЗСО/ЗБО, сна	106 / 101 / 96

2. При эксплуатации активной зоны реактора БН-600 первого типа было установлено, что основным фактором, ограничивающим выгорание топлива, является радиационное повреждение конструкционных материалов оболочек твэлов и чехлов.

Были выявлены проблемы обеспечения надежности твэлов в условиях высоконапряженной активной зоны.

3. В результате выполненных трех модернизаций активной зоны среднее выгорание топлива было увеличено с 42,5 до 70 МВт·сут/кг при повышении максимального локального значения с 7,2 до 11,2% т.а. Одновременно была повышена надежность твэлов, и благодаря увеличению длительности интервала между перегрузками улучшен КИУМ реактора. Кроме того, обеспечен оптимальный для условий БАЭС режим перегрузок реактора с двумя перегрузками в год при разной длительности летнего и зимнего интервалов между ними.

4. Увеличение выгорания топлива обеспечено, в основном, благодаря переходу на новые конструкционные материалы: ЭП-450 для чехлов ТВС, ЧС-68 х.д. для оболочек твэлов. При использовании этих материалов с учетом продолжающейся работы по оптимизации состава и структуры стали ЧС-68 х.д. имеется определенный потенциал для дальнейшего увеличения среднего выгорания топлива до ~ 75 МВт·сут/кг при максимальном локальном значении ~ 12% т.а.

5. Дальнейшее увеличение среднего выгорания топлива до ~ 90 МВт·сут/кг при максимальном локальном значении ~ 14,5% т.а. связывается с применением нового материала для оболочек твэлов – стали ЭК-164 х.д., по которой уже получены благоприятные результаты.

Литература

1. Решетников Ф.Г., Митенков Ф.М., Троицкий М.Ф. Состояние и перспективы разработки радиационно-стойких конструкционных материалов для активных зон быстрых реакторов в СССР // Труды Международной конференции по радиационному материаловедению (Алушта, 1990 г.). – Т.1. – С. 15-23.
2. Бабилашвили Ю.К. Основные факторы, определяющие работоспособность твэлов / В.кн. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов / Под ред. Ф.Г. Решетникова. Т.1. – М.: Энергоиздат, 1995. – С. 277-289.
3. Решетников Ф.Г., Бабилашвили Ю.К., Романеев В.В. и др. Совершенствование применяемых

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

и разработка новых конструкционных материалов для оболочек твэлов реакторов БН/Доклад на Отраслевой конференции «Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов и ТВС энергетических реакторов» (Электросталь, 5-7 апреля 1994 г.).

4. Целищев А.В., Ватулин А.В. Конструкционные стали для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах//МиГом. – 2004. – № 11. – С. 13-19.

5. Аверин С.А., Козлов А.В., Медведева Е.А. Физико-механические свойства нержавеющей стали ЭП-450 после высокодозного облучения в реакторе БН-600 повреждающей дозой 108 сна/Сб. науч. трудов «Исследования конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С. 160-167.

6. Цыканов В.А., Голованов В.Н., Маершин А.А., Смирнов В.П., Шамардин В.К., Повстянко А.В., Федосеев А.Е. Влияние высокодозного облучения на структуру и свойства стали ЭП-450 и опыт ее использования в качестве материала оболочек твэлов реакторов БН-350 и БОР-60/Сб. тезисов докладов конференции «Ядерные энергетические технологии с реакторами на быстрых нейтронах» (г. Обнинск 9-10 декабря 2003 г.). – Обнинск, 2003. – С. 22.

7. Карпенко А.И., Козманов Е.А., Огородов А.Н., Ошканов Н.Н. Эксплуатационные свойства элементов реактора БН-600, изготовленных из стали ЭП-450//ВАНТ. – 2005. – Вып. 1 (64). – С. 281-285.

8. Баканов М.В., Крюков О.В., Буданов Ю.П. и др. Оптимизация структурного состояния материала оболочечных труб из стали ЧС-68 в холоднодеформированном состоянии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1. – С. 139-145.

9. Целищев А.В., Агеев В.С., Буданов Ю.П., Иолтуховский А.Г., Митрофанова Н.М., Леонтьева-Смирнова М.В., Шкабура И.А., Забудько Л.М., Козлов А.В., Мальцев В.В., Повстянко А.В. Разработка конструкционной стали для твэлов и ТВС быстрых натриевых реакторов//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – № 4. – С. 217-221.

10. Митрофанова Н.М., Боголепов М.Г., Бибилашвили Ю.К. и др. Разработка новой радиационно стойкой стали аустенитного класса ЭК164, комплексно-легированной титаном, ниобием и ванадием, для оболочек твэлов реакторов типа БН//ВАНТ. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1997. – Вып. 1 (65), 2 (66). – С. 128-143.

Поступила 14.10.2010

СТРУКТУРА ТАБЛЕТОЧНОГО ОКСИДНОГО ТОПЛИВА И ЕГО КОРРОЗИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ОБОЛОЧКУ ТВЭЛА РЕАКТОРА БН-600

Е.А. Кинев

ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный



Обобщены результаты многолетних исследований структуры и взаимодействия таблеточного диоксида урана и МОКС-топлива с материалами оболочек твэлов реактора БН-600. Обнаружены характерные тенденции перестройки топливных сердечников в условиях массопереноса и ползучести, реализуемых в составе штатных и экспериментальных твэлов. Представлены особенности коррозионных повреждений оболочек в зависимости от их материала, вида топлива, условий эксплуатации и уровня радиационного расщепления.

Ключевые слова: твэл, диоксид урана, смешанное уран-плутониевое топливо, оболочка, структура, коррозия.

Key words: Fuel pin, pellet, uranium oxide, mixed uranium-plutonium oxide, cladding, structure, corrosion.

Активная зона (Ак3) первого типа (01) реактора на быстрых нейтронах БН600 претерпела три последовательных модернизации (01М, 01М1, 01М2), в результате которых совершенствовались конструкционные материалы, оптимизировались теплофизические параметры эксплуатации Ак3 и конструкция твэла, исследовалось поведение смешанного оксидного (МОКС) уран-плутониевого топлива. Практически полный перечень комбинаций конструкционных и топливных материалов Ак3, за исключением первых твэлов с оболочками сталими в аустенизированном состоянии, представлен в [1].

Опыт трех десятилетий коммерческой эксплуатации реактора позволил изучить особенности структурного поведения таблеточного оксидного топлива и его коррозионное воздействие на оболочку твэлов [2–5]. С позиции принципиальных особенностей взаимодействия «топливо-оболочка» актуален обзор следующих видов облученных твэлов:

- штатный вариант твэлов Ак3 01 (топливо UO_2 , оболочка из ЭИ-847ауст.);
- штатный вариант твэлов Ак3 01М1 и 01М2 (топливо UO_2 , оболочка из ЧС-68хд);
- опытный вариант твэлов Ак3 01М1 (МОКС-топливо, оболочка из ЧС-68хд с добавкой хромового геттера в том числе);
- опытный вариант твэлов Ак3 01М1 (топливо UO_2 , оболочка из ЭП-450).

Состояние штатных твэлов исследовано в интервале следующих максимальных параметров: выгорание от 2,8 до 11,5% т.а., повреждающая доза от 20,0 до

92,5 сна, линейная нагрузка 32–53 кВт/м. Максимальные параметры твэлов на основе МОКС-топлива: выгорание от 9,2 до 11,8% т.а., повреждающая доза от 58,2 до 78,2 сна, линейная нагрузка 40–46 кВт/м. Максимальные параметры твэлов с оболочками из ЭП-450: выгорание 9,3% т.а., повреждающая доза 76,6 сна, линейная нагрузка 27–32 кВт/м. Температура облучения по длине активной части твэлов изменялась в интервале 390–700°С.

ШТАТНЫЙ ВАРИАНТ ТВЭЛОВ АКЗ 01 (ВЫГОРАНИЕ МЕНЕЕ 7% т.а.)

Типичный вид структуры таблеточного сердечника на основе диоксида урана, облученного в условиях активной зоны первого типа 01, представлен на рис. 1а. Главными особенностями структуры являются

- интенсивное развитие столбчатых зерен (относительный радиус r/r_0 их наружной границы ~0,9);
- ширина остаточного технологического зазора «топливо-оболочка» более 0,1 мм;
- диаметр центральной полости свыше 2,0 мм.

Интенсивное формирование столбчатой структуры оксидного топлива являлось следствием линейных нагрузок на уровне 50 кВт/м в условиях дополнительного ограничения теплопередачи широким технологическим зазором. Очевидно, что сердечник твэла в таких условиях обладал наименьшей способностью удерживать газообразные продукты деления, провоцировал физико-химическое и термомеханическое воздействие на материал оболочки.

Оболочная сталь ЭИ-847 в austenized состоянии имела низкую радиационную стойкость (критическая доза ~ 40 сна). При сочетании высокого радиационного распухания и воздействия коррозионно-активных продуктов деления внутренняя поверхность твэлов поражалась межкристаллитной коррозией (МКК) на глубину до 200 мкм [2], а значительные механические напряжения со стороны сердечника завершали разгерметизацию оболочек по механизму коррозионного растрескивания (КР) (рис.1б, в).

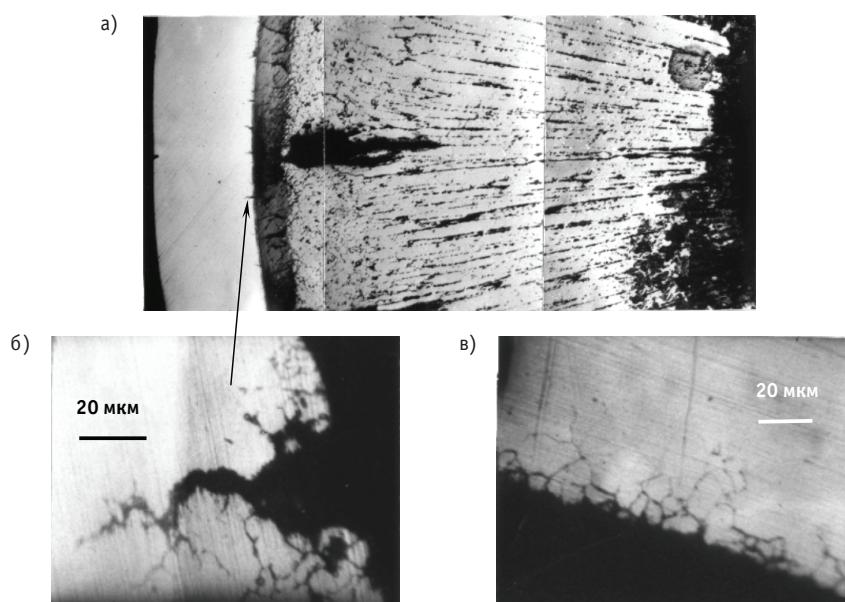


Рис.1. Структура штатного топлива и оболочки твэлов Акз 01(сталь ЭИ-847ауст.): а) – радиальное сечение сердечника в центре Акз; б) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 500$ °С; в) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 550$ °С

ШТАТНЫЙ ВАРИАНТ ТВЭЛОВ АКЗ 01М (ВЫГОРАНИЕ ДО 8 % т.а.)

Первый этап модернизации АкЗ БН-600 был сопряжен с важнейшими инженерно-техническими решениями, ставшими в последующие модернизации основой достижения максимальных выгораний топлива более 11% т.а. Среди этих решений – комплекс мероприятий по уменьшению энергонапряженности сердечника и переход на оболочные стали аустенитного класса в холоднодеформированном (хд) состоянии.

Снижение максимального уровня линейной нагрузки на твэл ниже 47 кВт/м, отказ от перестановок ТВС, увеличение длины активной части топливного сердечника и газосборника, уменьшение ширины исходного технологического зазора явилось причиной ослабления термомеханического взаимодействия «топливо-оболочка» и обретения новых структурных особенностей сердечника.

Радиационная стойкость оболочной стали ЭИ-847хд к распусканию увеличилась (критическая доза ~55 сна); глубина внутритвэльной коррозии оболочек по механизму МКК снижена до значений менее 40 мкм, уменьшена опасность КР [2].

ШТАТНЫЙ ВАРИАНТ ТВЭЛОВ АКЗ 01М1, 01М2 (ВЫГОРАНИЕ ДО 11,5 % т.а.)

В период с 1991 г. по настоящее время штатным материалом твэла БН-600 является аустенитная сталь ЧС-68 в хд-состоянии, гарантирующая работоспособность оболочки при дозах не менее 83 сна.

Радиальный фрагмент структуры таблеточного диоксида урана в оболочке из ЧС-68хд в сечении максимального энерговыделения приведен на рис. 2а. При типичных значениях линейной нагрузки в диапазоне 35–45 кВт/м относительный радиус столбчатой структуры принимает значения 0,6–0,8 соответственно. Периферийная зона сердечника имеет невысокую пористость (от 10 до 25%) и повышенную микротвердость (до 9000 МПа). Величина остаточного зазора близка к исходному значению 0,075 мм и контролируется совокупностью объемных изменений топливного и конструкционного материалов.

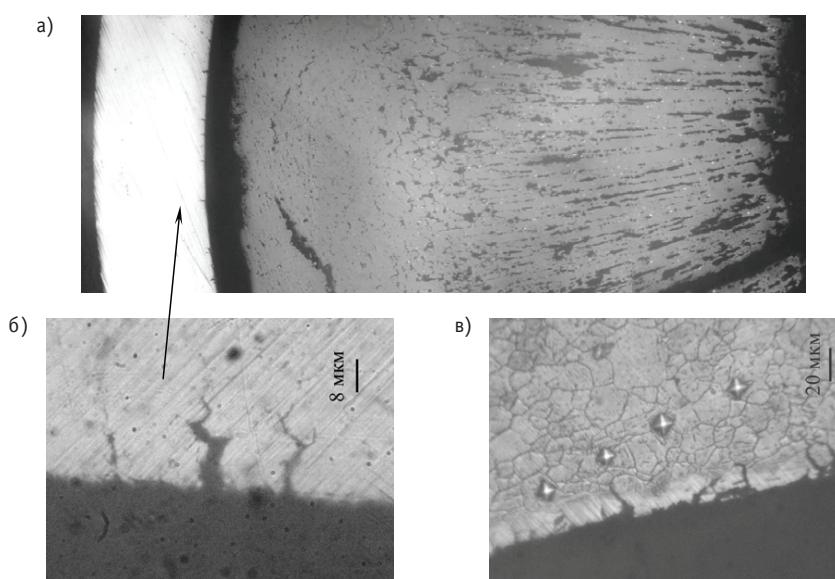


Рис.2 Структура штатного топлива и оболочки твэлов АкЗ 01М2 (сталь ЧС-68х.д.): а) – радиальное сечение сердечника в центре АкЗ; б) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 500$ °С; в) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 600$ °С

Коррозионное воздействие диоксида урана на сталь ЧС-68хд реализуется в форме МКК (при дозах менее 70–75 сна) либо комбинацией МКК и КР при радиационном распухании стали более 10% для доз ~80 сна и выше (рис. 2б, в) [3].

ОПЫТНЫЙ ВАРИАНТ ТВЭЛОВ АКЗ 01М1 (ТОПЛИВО МОКС)

Структура МОКС-топлива имеет многозонное строение, типичное для оксидного топлива быстрых реакторов (рис. 3а). Однако в сравнении со штатным таблеточным топливом из диоксида урана существует ряд индивидуальных особенностей:

- периферийная зона сердечника имеет более высокую пористость (до 40%) и меньшую микротвердость (до 6000 МПа);
- в матрице топлива, изготовленного методом механического смешивания, даже после облучения сохраняются области негомогенности – глобуллярные частицы двуокиси урана до 100 мкм в диаметре [4];
- величина остаточного зазора существенно ниже исходного значения и достигает в пределе значений 0,020 мм;
- в узких зазорах отсутствуют скопления уранатов щелочных металлов;
- в сечениях высокого энерговыделения на внутренней поверхности оболочки формируется топливный переконденсат толщиной 30–50 мкм [4];
- локализация хромовой вставки (геттера) в сердечнике после эксплуатации носит выраженный радиальный характер; зоны локализации имеют температуры ниже 1800°C.

Физико-химическое взаимодействие стали ЧС-68хд с таблеточным МОКС-топливом происходит по типам МКК и сплошной коррозии (рис. 3б, в). Максимум коррозии оболочек (глубина до 70 мкм) регистрируется в верхней части АкЗ, не подверженной существенному радиационному распуханию. Фактов локального коррозионного растрескивания внутренней поверхности оболочек не установлено даже при максимальном выгорании 11,8% т.а.

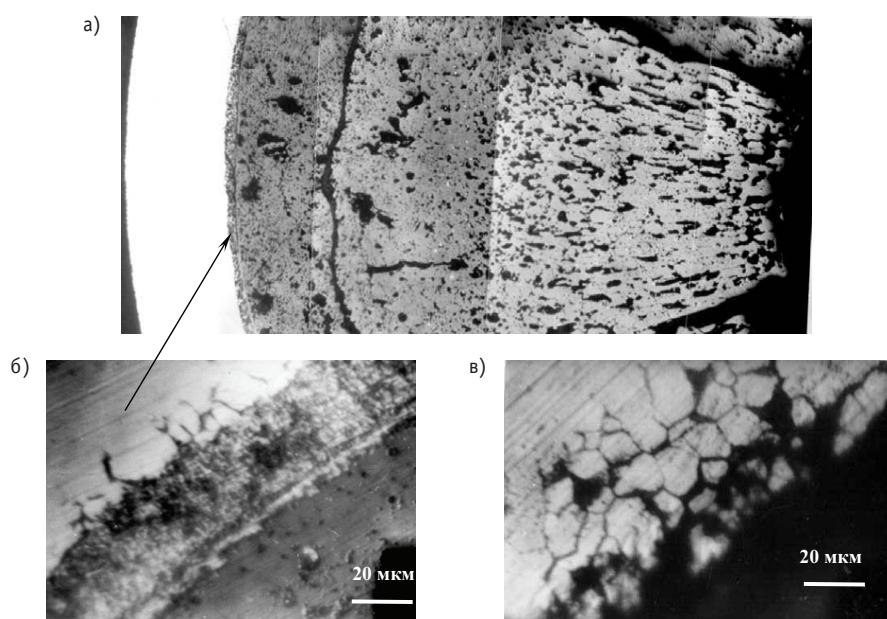


Рис. 3. Структура МОКС-топлива и оболочки твэлов АкЗ 01М (сталь ЧС-68х.д.): а) – радиальное сечение выше центра АкЗ; б) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 600^{\circ}\text{C}$; в) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 650^{\circ}\text{C}$

ОПЫТНЫЙ ВАРИАНТ ТВЭЛОВ АКЗ 01М1 (ОБОЛОЧКА ИЗ СТАЛИ ЭП-450)

В твэлах с оболочками из низкораспухающей стали ЭП-450 структурное поведение диоксида урана контролируется процессом термической ползучести. Оболочка ограничивает свободное распухание топлива, и после исчерпания технологического зазора в сердечниках наблюдается интенсивное сужение центральной полости [5]. Периферийная зона таблеток уплотняется, пористость составляет не более 10%, микротвердость достигает 10000–12000 МПа.

Внутритвэльная коррозия оболочек имеет язвенный характер (рис. 4, б а). Развитие коррозии протекает по карбидосодержащей сорбитной составляющей. В низкотемпературной области оболочки 380–450°C глубина язв составляет 40–75 мкм, в середине активной части твэлов коррозия практически отсутствует, а в зоне температур облучения 520–570°C коррозия оболочки может достигать 85 мкм. В осевом и тангенциальном направлениях размер крупных очагов язвенного взаимодействия ферритно-мар滕ситной стали и диоксида урана составляет сотни микрон; доля дефектного периметра внутренней поверхности оболочки с язвами – 0,05–0,12 [2].

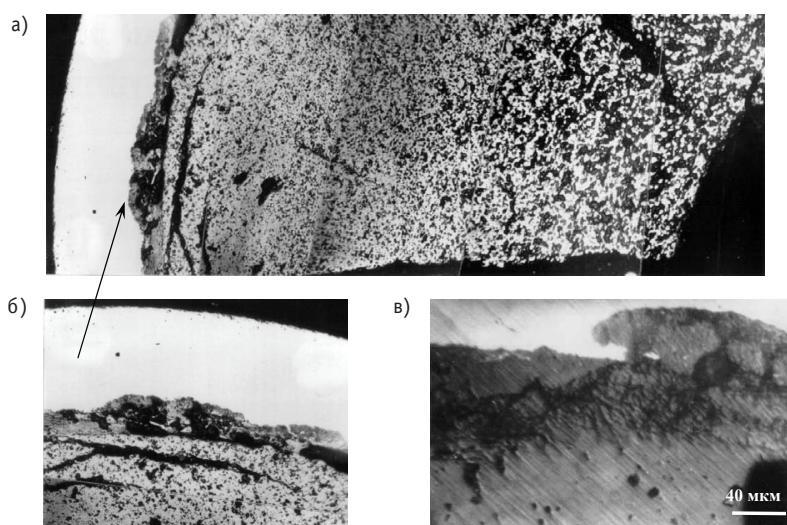


Рис. 4. Структура штатного топлива и оболочки твэлов Акз 01М1(сталь ЭП-450): а) – радиальное сечение в верху Акз; б) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 550$ °С; в) – оболочка изнутри, $T_{обол} \sim 420$ °С

ХАРАКТЕР СТРУКТУРНЫХ ИЗМЕНЕНИЙ ТАБЛЕТОЧНОГО ТОПЛИВА

Общие закономерности геометрических изменений таблеточных сердечников твэлов по высоте Акз 01М1 и 01М2 приведены на рис. 5.

Радиальное формоизменение таблеток прямо пропорционально радиационному распуханию топлива, имеет максимум в центре Акз, испытывая в той или иной степени сдерживающее воздействие со стороны распухающей оболочки (рис. 5а). Под оболочкой из ЧС-68хд скорость формоизменения таблеток двуокиси урана составляет 0,3–0,4% на 1% выгорания, скорость формоизменения таблеток МОКС-топлива – 0,6–0,8% на 1% выгорания. Соответствующие значения для UO_2 в контакте с оболочкой из стали ЭП-450 не превышают 0,3%/% т.а., но эта величина условна вследствие значительного механического взаимодействия топлива и металла.

Характер поведения остаточного зазора имеет более сложный вид (рис. 5б). Наиболее близкие к исходному состоянию значения регистрируются для варианта UO_2 – ЧС-68хд. В центре Акз стабильность зазора обеспечивается опережающим

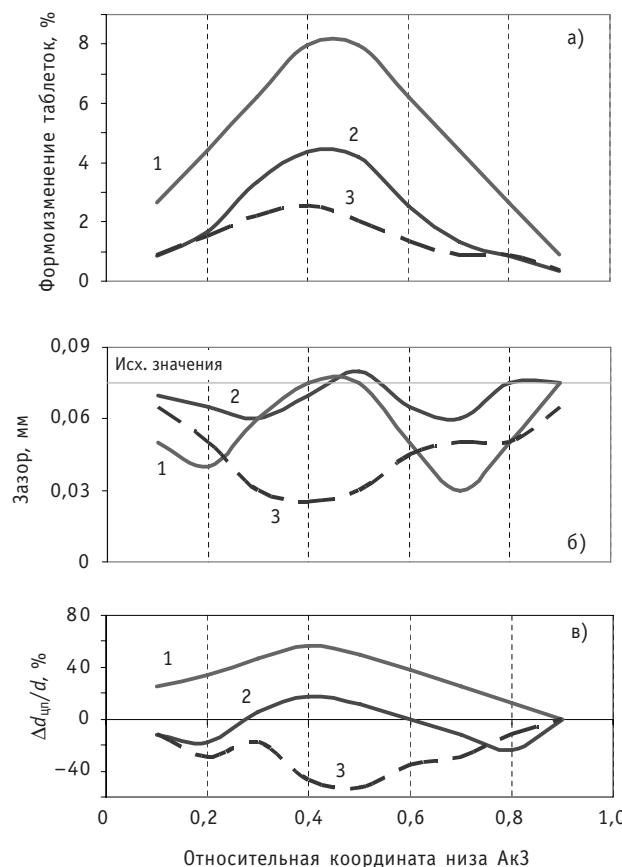


Рис. 5. Характер структурных изменений топливных таблеток: а) – формаизменение наружного диаметра; б) – остаточный зазор; в) – формаизменение диаметра центральной полости;
1 – $\text{UO}_2 + \text{ЧС}-68\text{хд}$; 2 – МОКС + ЧС-68хд; 3 – $\text{UO}_2 + \text{ЭП}-450$

распуханием стали. Локальные сужения зазора ниже и выше центра АкЗ обусловлены преимущественным распуханием топлива либо скоплениями уранатов цезия (см. аналогию на рис. 1а).

В твэлах на основе МОКС-топлива тенденция к локальным сужениям остаточного зазора выражена более контрастно, так как характер распухания материала оболочки одинаковый (сталь ЧС-68хд), а распухание смешанного топлива выше, чем диоксида урана. Дополнительное сужение вызывает переконденсат топлива на оболочку.

Наиболее низкие значения остаточного зазора присущи твэлам с оболочками из стали ЭП-450. Здесь можно говорить о «заневоливании» сердечника, но радиационной ползучести оболочки при достигнутых параметрах облучения не регистрируется.

Поведение диаметра центральной полости сердечника отражает влияние процессов распухания, массопереноса, ползучести (рис. 5в). Особенностью диоксида урана является наличие зон сужения центральной полости в относительных координатах 0,1–0,2 и 0,8. Это является признаком осевого массопереноса топлива по механизму «испарение-конденсация». Отчасти может иметь место вклад ползучести.

Аналогичных областей сужения центральной полости в МОКС-топливе не обнаружено, что дает основание полагать о доминировании радиального массопереноса.

В случае оболочки из стали ЭП-450 профиль центральной полости диоксида урана формируется в условиях ползучести. Максимум сужения полости может достигать 60% от исходной величины. Немонотонное поведение формоизменения полости на отдельных участках АкЗ обусловлено фактором осевого массопереноса.

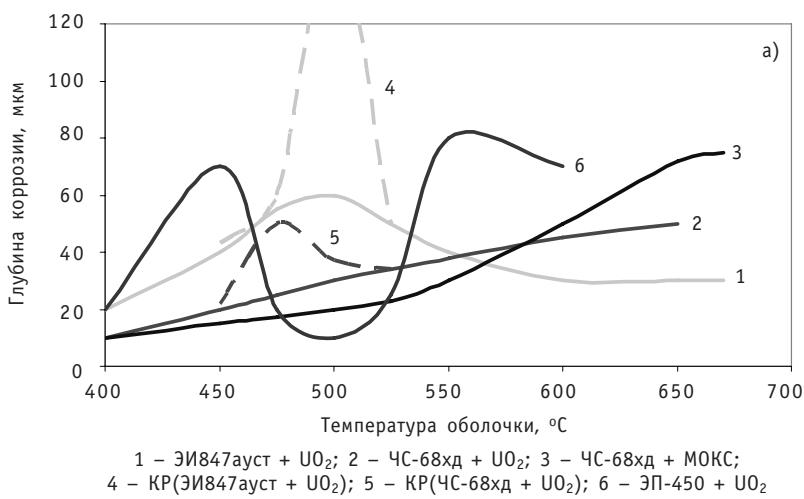
Полного зарастания центрального отверстия, оплавления и стекания вниз обоих видов таблеточного топлива в регламентированных режимах эксплуатации реактора БН-600 не установлено.

КОРРОЗИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ ТОПЛИВА НА ОБОЛОЧКУ

Закономерности развития внутритвэльной коррозии оболочек исследованных вариантов твэлов БН600 в зависимости от температуры облучения обобщены на рис. 6а.

Характерной особенностью всех твэлов является низкий уровень коррозии оболочки при температуре менее 400°C независимо от состава стали. С увеличением температуры эксплуатации наблюдается общая тенденция усиления внутритвэльной коррозии, но ее конкретный характер зависит от многих факторов: типа твэла, величины технологического зазора, глубины выгорания, наличия геттера и др.

Оболочка штатных твэлов АкЗ 01 подвергалась максимальному воздействию МКК при температурах 480–530°C, т.е. в средней части АкЗ с интенсивным радиационным распуханием стали ЭИ-847ауст. Непосредственно перед разгерметизацией в этой области появлялись глубокие трещины КР (пунктир на графике), магистральное развитие которых приводило к сквозному разрушению оболочки.



1 – ЭИ847ауст + UO₂; 2 – ЧС-68хд + UO₂; 3 – ЧС-68хд + МОКС;
4 – КР(ЭИ847ауст + UO₂); 5 – КР(ЧС-68хд + UO₂); 6 – ЭП-450 + UO₂

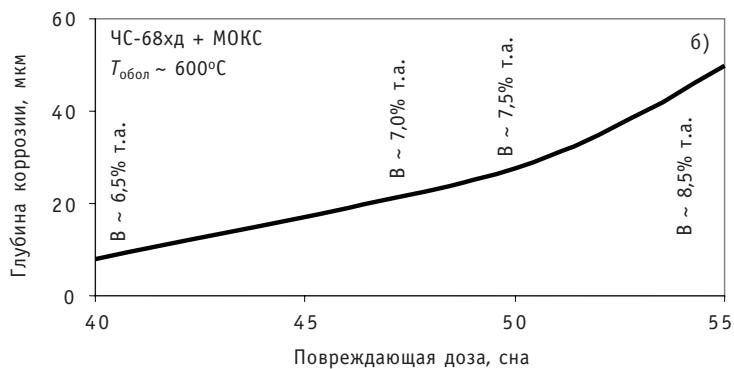


Рис. 6. Зависимости внутритвэльной коррозии оболочек от температуры (а) и дозы (б) облучения

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Увеличение температуры оболочки выше 550 °С не сопровождалось ростом глубины коррозии ввиду малого количества коррозионно-активных продуктов деления при максимальном выгорании 6–7% т.а.

Коррозия оболочек из стали ЧС-68хд, взаимодействующих с диоксидом урана, возрастает монотонно с температурой облучения, развиваясь, в основном, по механизму МКК. Лишь при достижении критического уровня распухания (~10%) на внутренней поверхности оболочек возникает ансамбль микротрещин КР. Температурный интервал их существования 450–530 °С, максимальная глубина редко превышает 75 мкм, основу ансамбля составляют микротрешины глубиной 20–40 мкм с частотой обнаружения менее 4 мм⁻¹.

Коррозия стали ЧС-68хд в контакте с МОКС-топливом протекает без участия КР. Этому способствует высокая пористость периферии топливных таблеток. Поведение технологического зазора препятствует скоплению в нем продуктов деления и уменьшает в середине АкЗ глубину МКК оболочки до 20 мкм. При максимальных температурах 630–650 °С повышенная агрессивность МОКС-топлива увеличивает глубину МКК до 70 мкм.

Температурная зависимость язвенной коррозии стали ЭП-450 характеризуется глубоким провалом при 470–530 °С в средней части АкЗ экспериментальных твэлов, где топливный сердечник на основе диоксида урана наиболее плотно прилегает к оболочке и экранирует ее от агрессивных продуктов деления. Ниже 460 °С интенсивная коррозия оболочки обусловлена низкотемпературной деградацией физико-механических свойств ферритно-мар滕ситной стали.

Дозовые зависимости внутритвэльной коррозии конструкционных материалов в общем случае имеют монотонно возрастающий характер. В этом аспекте определяющими являются рост концентрации агрессивных продуктов деления и радиационно-стимулированные фазовые превращения в матрице металла. Пример усиления высокотемпературной коррозии аустенитной стали в твэлах на основе МОКС-топлива дан на рис. 6б.

Спецификой коррозионного воздействия топлива на материалы оболочек твэлов АкЗ последней модернизации 01М2 является доминирование температурного фактора над дозовым. В таких условиях наблюдается благоприятное дистанционирование максимально пораженных внутритвэльной коррозией участков оболочек от зон высокого радиационного распухания.

Литература

1. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Мальцев В.В. и др. Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60/Сб. докл. III Международной научно-технической конференции «Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах». – М.: Росэнергоатом, 2009. – 32 с.
2. Кинев Е.А. Внутритвэльная коррозия оболочек из нержавеющей стали в условиях реакторного облучения//Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2008. №2. – С. 107-113.
3. Кинев Е.А., Козлов А.В. Вклад внутритвэльного коррозионного растрескивания в ухудшение механических свойств оболочек твэлов/Сб. докл. VIII Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: ГНЦ «НИИАР», 2008. – С.387-395.
4. Кинев Е.А., Цыгвинцев В.А., Козлов А.В., Синельников Л.П. Результаты комплексных послеракторных исследований отработавшего топлива реактора БН-600/Сб. докл. Конференции НТК-2008. – М: ФГУП «ВНИИНМ», 2008г.
5. Кинев Е.А., Цыгвинцев В.А. Поведение таблеточного топлива при облучении в реакторе БН-600/Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: ГНЦ «НИИАР», 2009г.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В АКТИВНЫХ ЗОНАХ РЕАКТОРА БН-600

М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев
Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлен обзор основных результатов по исследованию конструкционных материалов экспериментальных и штатных ТВС, полученных поэтапно по мере их внедрения с целью повышения выгорания топлива в активных зонах реактора БН-600.

Ключевые слова: выгорание, конструкционный материал, повреждающая доза, ресурс ТВС, сталь, формоизменение.

Key words: burnup, structural material, damage dose, fuel sub-assembly lifetime, steel, distortion.

ВВЕДЕНИЕ

Проектные характеристики активной зоны (Ак3) первого типа (01) реактора БН-600 по ряду причин не были достигнуты в начальный период эксплуатации. Выгорание топлива ограничивалось 7,2%-ми тяжелых атомов (т.а.) и повреждающей дозой 44 смещения на атом (сна). Основной причиной являлось значительное радиационное формоизменение элементов тепловыделяющих сборок (ТВС), регулирующих органов системы управления и защиты (РО СУЗ) и деградация служебных свойств конструкционных материалов (КМ), из которых элементы изготавливались. Достижение проектных величин выгорания топлива осуществлялось поэтапно. В 1987 г. проведена первая модернизация активной зоны (01M) с увеличением выгорания топлива до 8,3% т.а. (максимальная повреждающая доза 54 сна). В 1993 г. закончена вторая модернизация активной зоны (01M1) на проектное выгорание топлива 10% т.а. (повреждающая доза 75 сна). В период 1995–2003 гг. проведены испытания свыше тысячи штатных ТВС на повышенные выгорания топлива до ~11% т.а. (повреждающая доза 82 сна) в зоне третьей модернизации (01M2), переход на которую осуществлен в 2004–2005 гг. без изменения материалов и конструкции ТВС. С 2006 г. реактор устойчиво работает с активной зоной 01M2.

Эволюция Ак3 осуществлялась по результатам испытаний в реакторе БН-600 ряда конструкционных материалов сборок разного типа и исследованиям их работоспособности после облучения в защитных камерах Белоярской АЭС, СФ НИКИЭТ/ИРМ, НИИАР и ФЭИ.

© М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев, 2011

СОВРЕМЕННЫЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОСНОВНЫМ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМ ПАРАМЕТРАМ АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Для ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) с реакторами средней и большой мощности основными параметрами эксплуатации следует считать максимальную длительность эксплуатации реактора с минимальными периодами между перегрузками реакторных сборок и максимальные значения выгорания топлива. Периоды между перегрузками, в которые производятся и планово-предупредительные ремонты сопутствующего тепломеханического, электрического и контрольно-измерительного оборудования, определяет коэффициент использования установленной мощности (КИУМ). Второй параметр определяет эффективность использования дорогостоящего топлива.

В отличие от ЯЭУ с реакторами на тепловых нейтронах для энергоблоков с быстрыми реакторами более важным является выгорание топлива. Повышение выгорания топлива определяет экономическую целесообразность развития энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах, способных обеспечивать замкнутый ядерный топливный цикл и выжигание младших актинидов (МА) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Повышение КИУМ и выгорания топлива неизбежно влечет за собой увеличение нагрузок на реакторные сборки, обусловленных длительным облучением в высоконапряженных полях со значительными градиентами флюенса нейтронов и высокой температурой облучения при больших повреждающих дозах.

На современном этапе развития атомной энергетики и производства конструкционных материалов, топлива для быстрых натриевых реакторов наиболее оптимальным для единственного из эксплуатируемых опытно-промышленного энергоблока БН-600 является четырехкратный режим перегрузок активной зоны (АкЗ) с ресурсом тепловыделяющих сборок (ТВС) 584 эфф.сут (выгорание топлива ~11,6% т.а.) [1]. После перевода реактора БН-600 на АкЗ 01М2 кампания увеличилась от 480 до 560 эфф.сут для основного массива ТВС и до 720 эфф.сут для периферийных ТВС зоны большого обогащения, выгорание топлива выросло от 10,0 до 11,1% т.а. Достижение ресурса ТВС 592 эфф.сут (выгорание топлива ~11,6% т.а.) является ближайшей задачей.

Исходя из условий эксплуатации энергоблока с реактором БН-600, работающего в условиях сезонного ограничения с плановым КИУМ ~80%, длительность следующей оптимальной топливной кампании определена равной 876 эфф.сут с шестикратным режимом перегрузок активной зоны (максимальное выгорание топлива ~17% т.а.) [1]. Промежуточным неоптимальным вариантом с пятикратным режимом перегрузок активной зоны является кампания длительностью 730 эфф.сут (максимальное выгорание диоксида урана ~ 14% т.а.) [1].

Для стартовой зоны строящегося реактора БН-800, целевым назначением которого является демонстрация замкнутого ядерного топливного цикла, определено максимальное выгорание смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОКС) ~ 10% т.а. В концепции коммерческого реактора БН-К, срок подготовки технического проекта которого обозначен в 2016 г., рассматривается трехэтапное достижение максимального выгорания топлива: ~14, ~17 и ~20% т.а.

Обеспечение эксплуатации реакторных сборок в этих условиях требует надежных конструкционных материалов. Основная нагрузка на КМ определяется повреждающей дозой и температурой облучения, значения которых при определенном выгорании в значительной мере зависят от конструкции АкЗ и типа топлива. Ориентируясь на современные проектные оценки, соотношения таких основных па-

раметров активных зон реакторов с натриевым теплоносителем, как максимальное выгорание и повреждающая доза, можно представить в виде табл. 1.

СОСТОЯНИЕ ДЕЛ С РАЗРАБОТКОЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В результате выполнения в 1970–1990 гг. национальных программ по разработке радиационно стойких конструкционных материалов быстрых реакторов, объектами исследований которых являлся ряд нержавеющих коррозионно-стойких сталей и сплавов, выделились три класса КМ: аустенитные стали типа 16Cr-15Ni (AS/AC) и улучшенные на их основе комплексно-легированные стали (ADVAS/УАС), ферритно-мартенситные стали (FMS/ФМС) и улучшенные на их основе стали (ADVFMS/УФМС), дисперсно-упрочненные окислами стали (ODS/ДУО). Как видно из табл. 2, по химическому составу отечественные и зарубежные материалы близки. ФМ- и УФМ-стали приняты перспективными для изготовления чехлов ТВС. Для оболочек твэлов перспективными считаются улучшенные аустенитные стали и ферритно-мартенситные ДУО-стали.

Практически все конструкции реакторных сборок БН-600, их элементы и материалы, из которых они изготавливались, в той или иной мере подвергались модернизации и улучшению. Основные параметры эксплуатации экспериментальных и штатных ТВС активных зон, достигнутые при реакторных испытаниях различных сочетаний материалов и топлива, представлены в табл. 3, 4.

На рисунках 1,2 представлены данные по формоизменению чехлов ТВС из сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов, применявшихся во всех типах активных зон. Характеристики радиационного распухания и радиационной ползучести ферритно-мартенситных сталей 1X13M2БФР (ЭП-450) и 05X12H2M, используемых для изготовления чехловых труб и других деталей ТВС, гильз и стержней органов регулирования, не ограничивают достижение повреждающих ~140 сна (выгорание топлива ~19% т.а.) [8]. В результате послереакторных исследований чехлов из стали ЭП-450, облученных до повреждающих доз 90–108 сна, установлено, что сталь ЭП-450 в качестве чехлового материала не лимитирует достижение выгорания топлива 12–15% т.а. После эксплуатации и «мокрого» хранения отработавших ТВС в бассейне выдержки вплоть до их переработки на заводе регенерации сталь ЭП-450 обеспечивает безопасность обращения с ТВС.

Максимальное распухание материалов, применявшимся для изготовления оболочек твэлов БН-600, в зависимости от повреждающей дозы приведено на рис. 3, который отражает эволюцию активной зоны, сопровождавшуюся повышением стойкости к радиационному распуханию материалов оболочек, в качестве которых применялись стали ЭИ-847 ауст., ЭИ-847х.д. и ЧС-68 х.д.

Основными результатами изучения особенностей формоизменения чехлов ТВС и оболочек твэлов являются

- установленные зависимости распухания сталей от химического состава по основным и легирующим элементам, структурного состояния и типа термообработок, применяемых для формирования исходной структуры КМ, повреждающей дозы и температуры облучения;

- отсутствие зависимости распухания от скорости набора повреждающей дозы.

Общим для чехловых и оболочечных материалов является нестабильность (невоспроизводимость) основных служебных свойств КМ, проявляющаяся после их облучения в значительном разбросе данных относительно средних значений в пределах одной ТВС и от сборки к сборке.

В настоящее время наиболее критичным элементом, обеспечивающим работос-

Основные параметры активных зон реакторов БН

Таблица 1

Параметр	БН-600			БН-800			БН-К		
	Ак3 01M2	Оптимальные Ак3		Стартовая Ак3	Оптимальные Ак3		Ак3 1 этапа	Ак3 2 этапа	Ак3 3 этапа
	Промежуточные Ак3	Экономически обоснованные Ак3		Промежуточная Ак3	Перспективная Ак3				
Максимальное выгорание, % г.а.	11,1	~12	14–15	17–18	~20	~10	12–15	17–18	~17
Максимальная порождающая доза, сна	82	~90	~110	~135	~160	92	110–135	155–160	~170
									~200

Содержание элементов в современных конструкционных стаях, % вес.

Таблица 2

	Марка стали	C	Cr	Ni	Mn	Mo	Nb	Ti	Si	P	V
AS/AC	316Ti CW [3]	0,06	17,0	14,0	2,0	3,0	—	0,35	0,7	<0,04	0,003
	ЧС-68 х.д.	0,08	17,0	15,5	2,0	2,5	—	0,5	0,6	<0,02	0,003
ADVAS/YAC	15-15 Ti (AIM1) [3]	0,10	15,0	15,1	1,7	1,2	—	0,45	0,61	<0,03	0,006
	12-25 Ti CW [2,3,6]	0,07	11,7	25,5	—	1,8	—	0,45	0,7	0,008	0,006
FMS/ФМС	PNC 1520 CW [4,5]	0,06	15,0	20,0	—	2,5	0,1	0,25	0,75	0,03	0,004
	ЭК-164 х.д.	0,09	16,0	19,0	2,0	2,5	0,4	0,35	0,6	0,03	0,005
FMS/ФМС	ЕМ10 [2,6]	0,1	8,8	0,18	0,5	1,1	—	—	—	—	—
	ЭП-450	0,15	13,5	0,30	<0,8	—	0,55	—	<0,5	<0,025	0,001
ADV/ФМС/УФМС	05X12H2M	0,06	12,0	1,6	0,6	1,0	<0,05	—	0,3	<0,015	—
	T92 [6]	0,09	8,7	0,12	0,5	0,9	0,1	0,004	0,3	—	0,2
FM-ODS/ФМС-ДУО	ЭП-823	0,06	12,0	1,6	0,3	0,8	<0,05	—	0,15	—	—
	ЭК-181	0,18	12,0	<0,1	0,8	<0,05	<0,01	0,3	0,5	—	0,006
FM-ODS/ФМС-ДУО	C-139	0,21	12,5	0,8	0,8	0,6	0,3	0,06	0,3	—	0,006
	12WT [7]	0,1	12,0	—	—	—	—	0,4	—	3,0 W+0,25 Y ₂ O ₃	—
FM-ODS/ФМС-ДУО	MA957(INCO) [6]	0,1	14,0	—	—	—	—	0,4	—	3,0 W+0,25 Y ₂ O ₃	—
	PM2000 [6]	0,1	20,0	—	—	—	—	0,5	—	0,5 Al+0,50 Y ₂ O ₃	—
12Cr-ODS [7]	0,13	9,0	—	—	—	—	—	0,2	—	2,0W+0,35 Y ₂ O ₃	—
	12Cr-ODS [7]	0,03	12,0	—	—	—	—	0,3	—	2,0W+0,23 Y ₂ O ₃	—
FM-ODS/ФМС-ДУО	ЭП-450 ДУО	0,15	14,0	0,3	0,6	1,8	0,55	0,3	0,6	0,002	0,004B-0,25Y ₂ O ₃

Максимальные параметры экспериментальных ТВС реактора БН-600

Таблица 3

Тип Ак3	Чехол	Материалы элементов ЭТВС	Количество ЭТВС, шт.			Выгорание топлива, % т.а.	Повреждающая доза, сна
			Топливо	3МО	3СО		
01	ЭП-172 х.д.	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	6,3	-
	ЭП-450	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	63	-	17	7,6
	ЭИ-448	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	21	-	9,4	-
01M1	08X16H11M3T х.д.	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	12	-	8,6	-
	05X12H2M	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	11	-	6,7	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	3	-	11,1	-
01M2	ЭП-823	ЭИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	7,5	-
	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -таблеточное	28	22	9,3	10,8
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	12	15	8,1	9,6
05X12H2M	08X16H11M3T х.д.	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	4	4	7,7	8,4
	08X16H11M3T х.д.	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	2	-	9,6	-
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	-	9,5	-
01M1	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	2	-	10,3	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	2	-	10,3	-
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	3	-	7,4	-
01M2	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -таблеточное	4	-	10,3	-
	ЭП-450	ЭП-450+ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	10,2	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	8	8	11,8	11,4
05X12H2M	ЧС-68 х.д.	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	-	5	10	-
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	-	3	-	10,6
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	3	-	9,0
01M2	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	-	9	9,8
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.+ЭК-164х.д.	UO ₂ -таблеточное	1	-	1	9,1
	ЭП-450	ЭК-164х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	2	2	2

Таблица 4

Проектные и фактические максимальные значения выгорания топлива и повреждающей дозы для штатных ТВС Ак3 01М1 и 01М2

Тип ТВС	Проектные Ак3 01М1		Проектные Ак3 01М2		Фактические Ак3 01М1		Фактические Ак3 01М2	
	Доза, сна	Выгорание, % т.а.	Доза, сна	Выгорание, % т.а.	Доза, сна	Выгорание, % т.а.	Доза, сна	Выгорание, % т.а.
3МО	75	9,0	82	10,0	94	11,2	83	9,6
3СО	72	9,5	79	10,6	86	11,3	77	10,2
3БО	69	10,0	75	11,2	78	11,4	74	10,9

пособность активной зоны БН-600 в целом, является оболочка твэла, материалом которой является аустенитная сталь ЧС68-ИД х.д. Многолетними материаловедческими исследованиями этой стали установлено, что принятые для активной зоны 01М2 параметры облучения близки к предельно допустимым. Для испытанных отечественных материалов оболочек твэлов повреждающая доза ~90 сна является предельным состоянием.

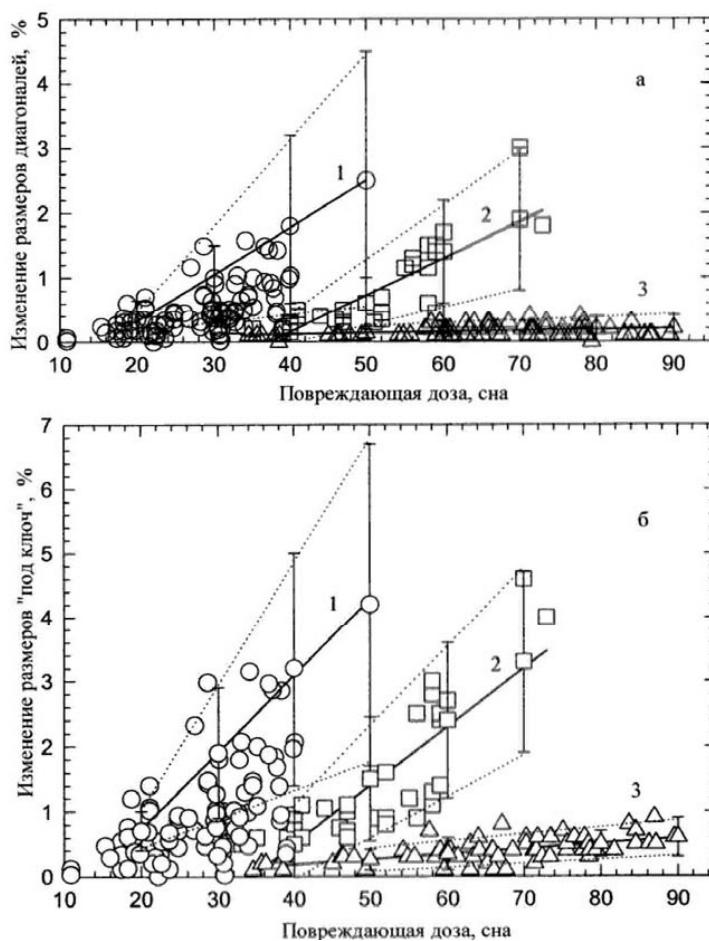


Рис. 1. Формоизменение чехловых труб штатных ТВС активных зон 01 (1), 01М (2) и 01М1 (3) в зависимости от повреждающей дозы при температурах максимального изменения: 1 – 08Х16Н11М3М.Т.О.; 2 – 08Х16Н11М3Т х.д., 3 – ЭП-450

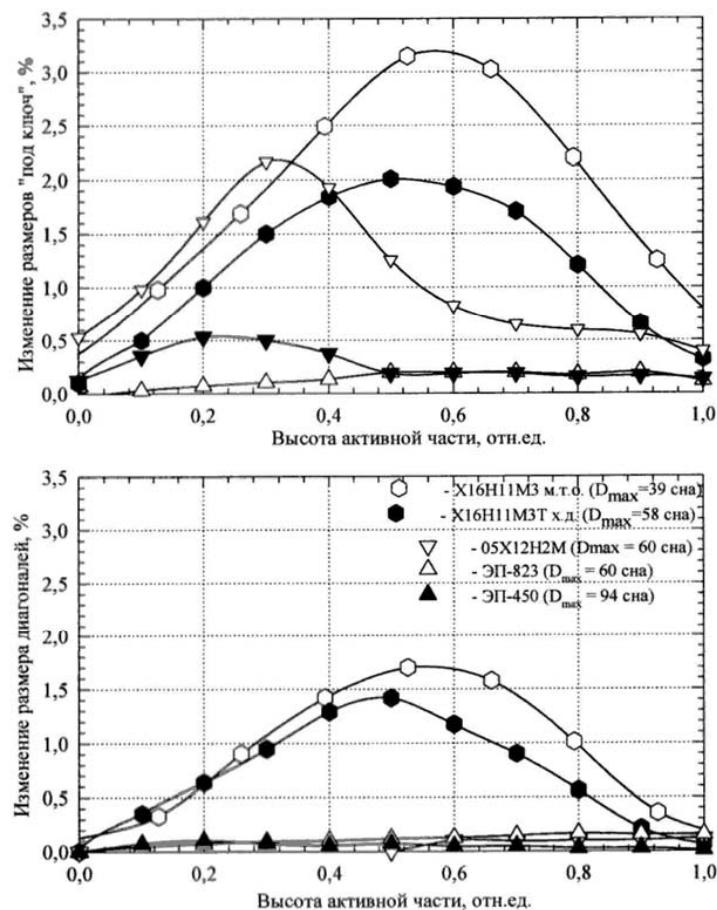


Рис. 2. Изменение поперечных размеров чехловых труб в зависимости от высоты активной зоны (температуры облучения и повреждающей дозы)

Для решения ближайшей задачи – увеличения ресурса ТВС зоны малого обогащения (ЗМО) реактора БН-600 до 592 эфф.сут намечены работы по дальнейшему совершенствованию стали ЧС68-ИД х.д. Перспектива достижения повреждающей дозы ~90 сна, обеспечивающей выгорание топлива ~12% т.а., заключается в реализации ресурса служебных свойств оболочек из стали ЧС68-ИД х.д., который ярко проявляется в особенностях радиационного распухания при высоких повреждающих дозах (рис. 3). Пути решения этой задачи намечены и оформлены соответствующими решениями, предусматривающими осуществление послеэксплуатационного контроля работоспособности реперных, комбинированных экспериментальных и штатных ТВС. В последнее время закончены послереакторные исследования трех из семи реперных ТВС первой партии, одной из комбинированных ЭТВС и двух штатных ТВС. В реакторе облучаются четыре реперные ТВС второй партии с оболочками твэлов из стали ЧС68-ИД х.д. с регламентированным содержанием углерода, титана и кремния со штатной и повышенной степенью холодной деформации в пределах требований действующих ТУ.

Работы по достижению выгорания 14–15% т.а. ведутся по направлению внедрения для изготовления оболочек твэлов следующих сталей.

– Аустенитная комплексно-легированная сталь 07Х16Н19М2Г2БТР (ЭК164-ИД х.д. – аналог зарубежной стали РНС1520). В реакторе БН-600 облучены две ком-

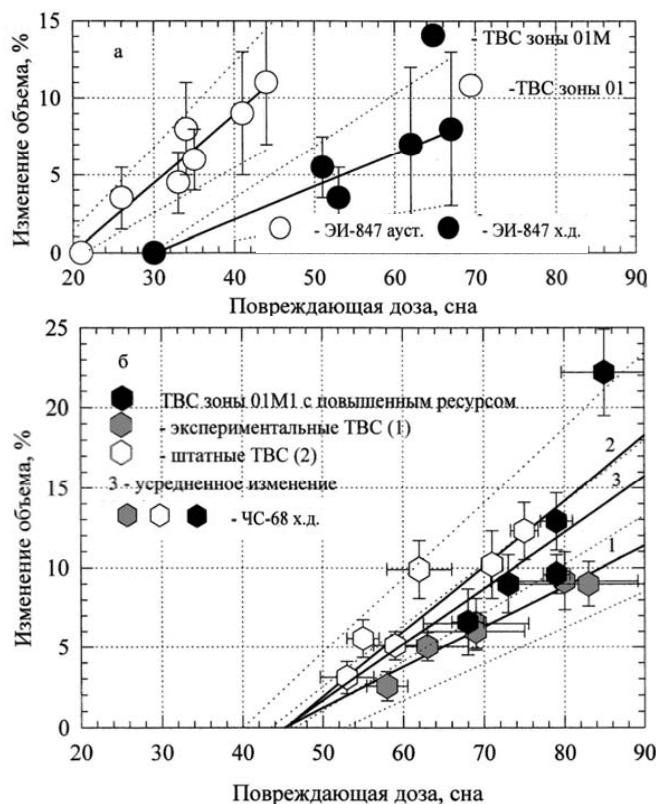


Рис. 3. Радиационное распухание оболочек твэлов активных зон 01, 01М (а), 01М1 (б) в зависимости от повреждающей дозы в интервале температур облучения 460–500°C

бинированные экспериментальные ТВС (ЭТВС), в составе которых наряду с твэлами, укомплектованными оболочками из штатной стали ЧС68 – ИД х.д., содержатся твэлы с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Сборки отработали без замечаний. Проведены послереакторные исследования одной из них. В конце 2006 г. изготовлены шесть опытных ЭТВС, полностью укомплектованные твэлами с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Практически закончены их реакторные испытания. Получение результатов послереакторных исследований запланировано на 2012 г.

Ферритно-мар滕ситная сталь ЭП-450. Для обоснования возможности применения стали ЭП-450 в качестве материала оболочек твэлов облучена первая опытная партия из пяти ЭТВС, оболочки периферийного ряда которых изготовлены из этой стали, оболочки центральных – из штатной стали ЧС68-ИД х.д. ЭТВС отработав 558 эфф.сут достигли максимальные значения выгорания топлива 8,8–9,4% т.а., повреждающей дозы 61–77 сна, температуры оболочек периферийных твэлов 600–630°C с учетом факторов перегрева. В результате исследований твэлов трех ЭТВС установлено практическое отсутствие формоизменения оболочек из стали ЭП-450 (рис. 4). Проведены материаловедческие исследования двух ЭТВС, одна из которых имела максимальное выгорание топлива и хранилась в бассейне выдержки (БВ) два года, вторая ЭТВС находилась в БВ четыре года. В первом случае выявле-

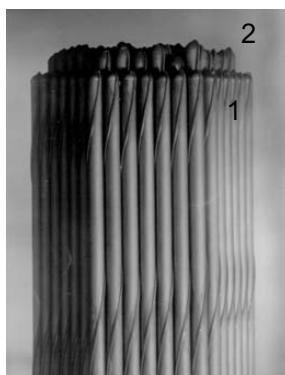


Рис. 4. Пучок твэлов с оболочками из сталей ЭП-450 (1) и ЧС-68 х.д. (2)

на разгерметизация десяти твэлов с оболочками из стали ЭП-450, происшедшая после передачи сборки на разделку в «горячую» камеру БН-600. Во втором случае разгерметизации не было. Третья ЭТВС после десятилетнего пенального хранения в БВ в настоящее время находится в стадии проведения контроля в «горячей» камере БН-600. По предварительным данным в ее составе имеется не менее трех негерметичных твэлов, выход газа из одного из которых зафиксирован при извлечении пучка твэлов из чехла. Внешний вид оболочек этой ЭТВС приведен на рис. 5. На трех твэлах ЭТВС, хранившейся два года в бассейне выдержки, на участках с температурой облучения 400–450°C, повреждающей дозой 35–55 сна и выгоранием топлива 5,0–6,5% т.а. в местах контакта с дистанционирующей лентой и чехлом ЭТВС выявлены сквозные дефекты. Их типичный вид представлен на рис. 6. Однозначно причины такого поведения оболочек твэлов из стали ЭП-450 не установлены.

Считается нецелесообразным использование стали ЭП-450 для изготовления оболочек твэлов реакторов БН-600, БН-800 и БН-К. Основными причинами такой позиции являются

- недостаточная жаропрочность оболочек из этой стали при существующих размерах твэлов и их теплофизических параметрах, снижение которых невозможно вследствие технико-экономических требований к поддержанию номинальной мощности энергоблока;
- появление контакта топлива с оболочкой при выгораниях выше ~10% т.а.;
- недостаточная стойкость оболочек к коррозии в водных средах при хранении отработавших ТВС.

Проработанных конструкционных материалов на выгорание топлива 17–18% т.а. в настоящее время нет.

Таким образом, в настоящее время насущные потребности развития направления быстрых реакторов объективно сокращают перечень перспективных оболочечных материалов до двух классов: ADVAS/YAC и FM-ODS/ФМС-ДУО (табл. 2).

Временной цейтнот, в котором в последнее пятилетие оказались разработчики отечественных конструкционных материалов ТВС, обусловлен необходимостью получения практически значимых результатов в рамках современных программ развития энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах. Для реакторных испытаний новых материалов требуется значительное время для облучения до высоких повреждающих доз и выгорания топлива. Полный цикл форсированных испытаний ТВС для достижения штатных параметров эксплуатации с последующим



Рис. 5. Внешний вид оболочек из стали ЭП-450 после 10-летнего пенального хранения

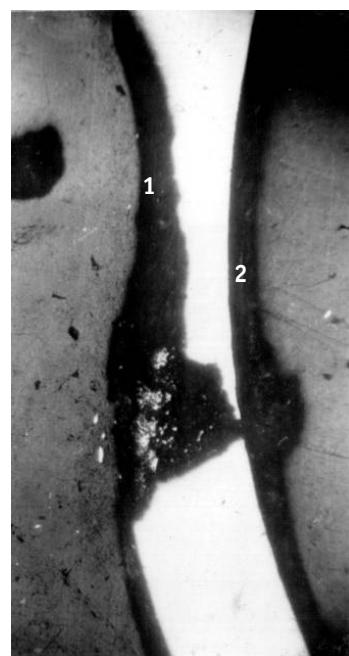


Рис. 6. Профиль сквозного дефекта оболочки на участке нижнего торцевого экрана:
1 – наружная поверхность,
2 – внутренняя поверхность

расхолаживанием сборки и послеакторными исследованиями ее элементов занимает около пяти лет. В этих условиях предпочтение следует отдавать НИОКР по внедрению материалов, которые уже отобраны в результате многолетних поисковых работ и которые способны удовлетворить современным требованиям безопасной эксплуатации быстрого реактора большой мощности. По нашему мнению, такими приоритетными работами следует считать совершенствование аустенитных сталей ЧС-68 х.д., ЭК-164 х.д. и пошаговое их внедрение на БН-600, поскольку ФМ-ДУО-стали следует рассматривать на глубокое выгорание топлива в далекой перспективе. Первые образцы отечественных ФМ-ДУО-сталей поставлены на облучение в составе материаловедческих сборок БН-600 в 2010 г.

Литература

1. *Oshkanov H.N.* Планирование топливной кампании при фиксированном цикле работы АЭС// Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 6. – С. 488-489.
2. *Fromont M.* PHENIX status and French SFR Demonstrator program/Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA (CEA – Nuclear Energy Division)-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
3. *Muehling G., Brown C., Languille A.* General of R&D on «Fuels and Materials» in Europe/Proc. Specialist Meeting on Cladding and Materials, Obninsk 1992.
4. *Hamada M.* Present Status of Core and Fuel Desing for Demonstration Fast Breeder Reactor/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials. Obninsk 1992.
5. *Shibahara I., Nomura S. and Shikakura S.* Alloy Design and Irradiation Performance of Advanced Austenitics/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials, Obninsk, 1992, 15 p.
6. *Seran J.L., Fromont M. et al.* CEA program on ODS materials/Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
7. *Kaito T., Ukai S., Ohtsuka S. and Nifrita T.* Development of ODS Ferritic Steel Cladding for the Advanced Fast Reactor Fuels/Proceedings of GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper No. 196 p.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев

Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлена методология послеэксплуатационного контроля работоспособности тепловыделяющих элементов, осуществляемая на основании накопленного опыта массовых первичных послереакторных исследований состояния отработавших твэлов реактора БН-600.

Ключевые слова: Штатная ТВС, реперная ТВС, опытная ТВС, комбинированная ТВС, твэл, радиационное распухание, допустимый предел.

Key words: standard fuel sub-assembly, reference fuel sub-assembly, test fuel sub-assembly, multiple-purpose fuel sub-assembly, fuel pin, radiation swelling, allowable limit.

Опыт эксплуатации и последующих первичных исследований реакторных сбо-рок в «горячей» камере блока №3 Белоярской АЭС, накопленный за предыдущий период эволюции активных зон реактора БН-600, позволяет сформулировать наиболее приемлемую современную методологию повышения ресурсных характеристик материалов оболочек, конструкций твэлов и ТВС промышленного реактора большой мощности.

Основой методологии является практика принятия частных технических решений по шаговому увеличению длительности отдельных микрокампаний (МК) реактора БН-600 и осуществление при этом контроля работоспособности элементов наиболее представительных ТВС после их эксплуатации. В состав таких ТВС могут входить твэлы с оболочками, изготовленными из

- штатных материалов по штатным технологическим схемам и режимам (штатные ТВС);
- модернизированной штатной стали ЧС68-ИД х.д. по улучшенной технологии и удовлетворяющими требованиям действующих технических условий (ТУ), наряду с твэлами, укомплектованными штатными материалами (реперные ТВС);
- перспективных экспериментальных материалов, наряду с твэлами, укомплектованными штатными материалами (комбинированные ТВС);
- перспективных экспериментальных материалов в соответствии со своими технологическими схемами и режимами, удовлетворяющих требованиям ТУ на эти материалы (опытные ТВС).

© М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев, 2011

На реперные и комбинированные ТВС составляются картограммы с указанием оболочек с аттестованными исходными параметрами (рис. 1). Для представительности результатов реакторных испытаний в каждую перегрузку реперные ТВС устанавливаются, как минимум, по одной в зону малого (ЗМО) и большого обогащения (ЗБО). Дополнительного обоснования ядерной и радиационной безопасности при их эксплуатации до штатного ресурса не требуется. Комбинированные и опытные ТВС устанавливаются в активную зону по мере проработанности материалов и конструкций элементов после дополнительного обоснования их работоспособности. После окончания облучения все типы ТВС проверяются на герметичность твэлов системами контроля герметичности оболочек (КГО) и наиболее надежные из них передаются в горячую камеру на контроль их работоспособности. После анализа полученных результатов оперативно выдаются заключения по состоянию ТВС в целом. Отдельные твэлы передаются на материаловедческие исследования в Институт реакторных материалов (ИРМ), расположенный на одной территории. При таком подходе всегда имеется реальная возможность в рамках практических идентичных условий облучения сопоставить результаты исследований, полученные на твэлах с оболочками, изготовленными из различных материалов, с данными по поведению твэлов со штатными оболочками.

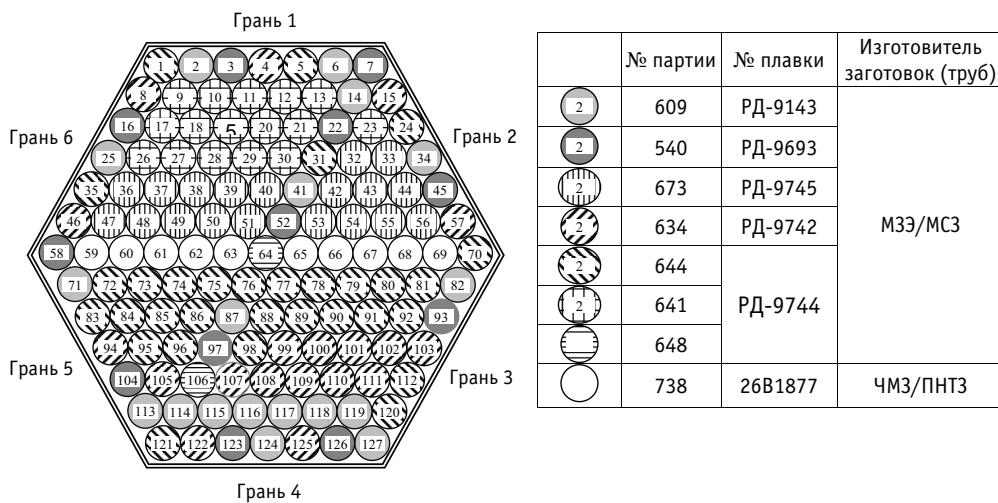


Рис. 1. Комплектация пучка твэлов ТВС 4565

В период подготовки к переводу реактора БН-600 на активную зону третьей модернизации 01М2 происходил перевод производства чехлов и оболочек с ОАО «Первоуральский новотрубный завод» (ПНТЗ) на ОАО «Машиностроительный завод» (МСЗ). С января 2000 г. на МСЗ началось производство чехлов из стали ЭП450-Ш, которые до этого времени изготавливались на ПНТЗ по заказу МСЗ. С 2001 г. на МСЗ началось изготовление оболочек твэлов для отдельных ТВС, а с февраля 2003 г. – массовое изготовление оболочек для комплектации твэлов штатных ТВС БН-600. На ПНТЗ оболочечные трубы изготавливались до июня 2005 г. Металл выплавлялся на Челябинском металлургическом заводе (ЧМЗ). В настоящее время металл выплавляется на Металлургическом заводе «Электросталь» (МЭЗ).

В 2005–2010 гг. контроль работоспособности прошли шесть ТВС, содержащие в своем составе твэлы с оболочками из стали ЧС68-ИД х.д. производства ПНТЗ и МСЗ. Их характеристики приведены в табл. 1.

**Перечень ТВС, прошедших контроль работоспособности после эксплуатации
в реакторе БН-600 в 2005–2010 гг.**

Таблица 1

Дата изготовления	Заводской номер	Доза, сна	Выгорание, % т.а.	Наработка, эф.сут	Комплектация
Март 2002	1817456502 Реперная	79	9,4	558	М3Э, М3: 5 плавок, 7 партий $B=0,003$ $B=0,005$ мас.%; $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{ж.}} = 1010^\circ\text{C}$ +10 ЧМ3, ПНГ3 1-ой партии $B=0,003$ мас. %
Август 2003	1817487203 Реперная	74	8,8	560	М3Э, М3: 1 плавка, 6 партий $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{ж.}} = 1180^\circ\text{C}$, $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{шт.}} = 1060^\circ\text{C}$, ПТР, КОВ
Август 2003	2026487303 Реперная	70	10,1	560	М3Э, М3: 1 плавка, 6 партий $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{ж.}} = 1180^\circ\text{C}$, $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{шт.}} = 1060^\circ\text{C}$, ХПТР, КОВ + 30 ЧМ3, ПНГ3: плавка, 2 партии КОВ
Январь 2005	1817530205 Штатная	80	9,5	568	М3Э, М3: 3 плавки, 4 партии (периферийные) + ЧМ3, ПНГ3: 2 плавки, 3 партии (центральные)
Январь 2006	1817554106 Штатная	82	9,6	572	М3Э, М3: 4 плавки, 5 партий $T^{0\text{шт.}} = 1055^\circ\text{C}$, КОВ
Январь 2006	3417550606 Комбинированная	77	9,1	569	ЧС68-ИД х.д. – М3Э, М3: 1 плавка, 1 партия $T_{42 \text{ мм}}^{0\text{ж.}} = 1180^\circ\text{C}$, ХПТР, КОВ ЭК16-ИД х.д. (48 шт.) – ЧМ3, ПНГ3: 1 плавка, 1 партия ХПТР, б/о волочение

Изготовленные в 2001–2003 гг. семь ТВС в реперном исполнении тремя партиями, две штатные ТВС и комбинированная ТВС характеризуются следующими особенностями:

- три ТВС партии 2001 г. укомплектованы оболочками, изготовленными на ПНТЗ, в основном, по штатной технологии с применением усовершенствованных технологических операций (послеэксплуатационный контроль не проходили);
- две ТВС партии 2002 г., в которую входила ТВС зав. № 1817 4565 02 (далее 4565) укомплектованы, в основном, оболочками твэлов производства МСЗ (в состав ТВС 4565 включены 10 твэлов производства ПНТЗ из металла ЧМЗ) с варьируемым составом по бору и с применением диффузионного отжига передельных труб на размере 28 мм при температурах 1010, 1060°C;
- две ТВС партии 2003 г. укомплектованы, в основном, оболочками твэлов из металла МЗЭ производства МСЗ разных партий с использованием прокатки на станах ХПТР и короткооправочного волочения, диффузионного отжига передельных труб на промежуточном размере 42 мм при температурах 1060, 1180°C (в состав ТВС 4873 дополнительно включены 30 твэлов, изготовленных из металла ЧМЗ на ПНТЗ с применением короткооправочного волочения);
- в штатной ТВС 5302 все периферийные твэлы имели оболочки, изготовленные на МСЗ, центральные – оболочки производства ПНТЗ;
- все твэлы штатной ТВС 5541 с оболочками производства МСЗ;
- пучок твэлов ЭТВС 5506 наряду с твэлами, оболочки которых изготовлены из стали ЧС68-ИД х.д. на МСЗ, содержал 48 твэлов с оболочками из стали перспективной ЭК164-ИД х.д. производства ПНТЗ, расположенных через ряд штатных твэлов.

Замечаний по входному контролю рассматриваемых ТВС, по их эксплуатации в реакторе и перемещению по транспортно-технологическому тракту не было. На контроле герметичности СОДС-Г0 все ТВС признаны герметичными, отмыты по штатной схеме, выдержаны в БВ и переданы по одной в «горячую» камеру БН-600 в 2005 – 2009 гг. После окончания контроля три твэла из ТВС 4565, четыре – из ТВС 4872, пять – из ТВС 4873, восемь – из ТВС 5506 и четыре – из ТВС 5541 переданы в ИРМ на послереакторные исследования.

Таким образом, полный цикл работ по получению данных о влиянии исходного состояния оболочек твэлов на их служебные свойства после эксплуатации в реакторе БН-600 составил семь лет. С учетом предварительных поисковых работ на заводах-изготовителях длительность цикла составляет около десяти лет.

Основные результаты послеэксплуатационного контроля отработавших сборок заключаются в следующем.

Визуальный контроль ТВС показал сохранность прямолинейности сборок и отсутствие каких-либо механических повреждений головок, чехловых труб и хвостиков. В результате измерений геометрических размеров чехлов ТВС показано, что размеры чехловых труб практически не изменились.

Определяющими служебными свойствами оболочек в условиях эксплуатации активных зон БН-600 являются радиационное распускание и последующая деградация механических свойств материала наиболее критичных элементов ТВС – оболочек твэлов. Поэтому определение распускания из формоизменения оболочек твэлов после облучения является одним из главных методов контроля их состояния. На рисунке 2 представлены дозные зависимости распускания материалов оболочек трех реперных ТВС, одной экспериментальной комбинированной ЭТВС и двух штатных ТВС, характеристики которых приведены выше. Данные представлены для оболочек всех партий, изготовленных на двух заводах с использованием различных технологических линий и режимов. Данные приведены в зависимости от по-

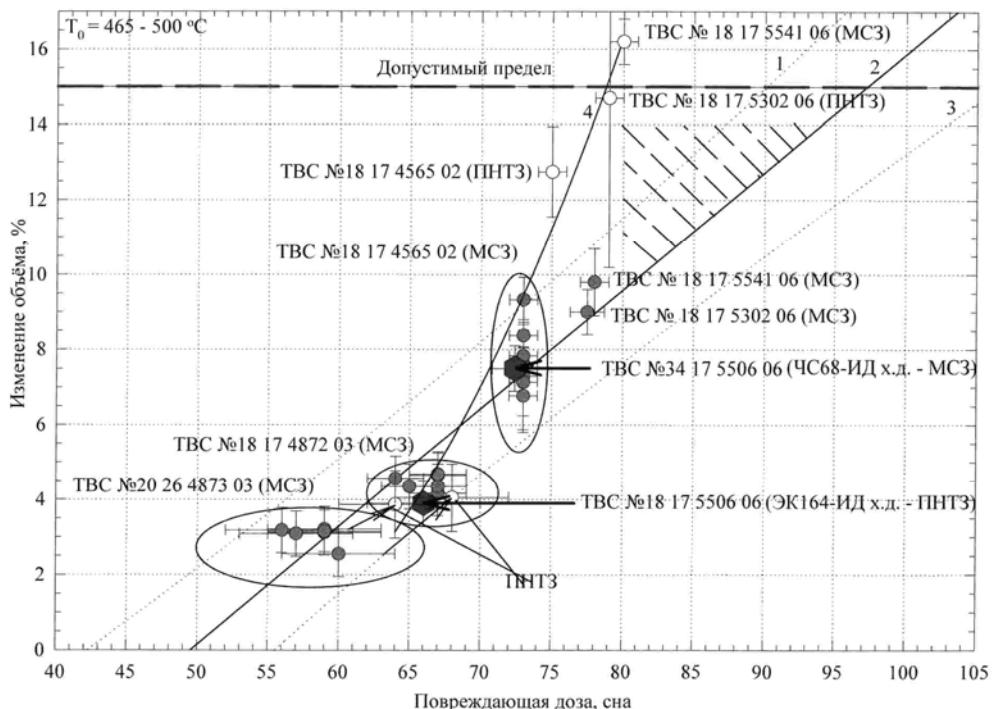


Рис. 2. Радиационное распухание стали ЧС68-ИД х.д. в зависимости от повреждающей дозы в сечениях ТВС с максимальным увеличением эффективного диаметра оболочек твэлов («физическая» зависимость): 1, 3 – доверительный интервал зависимости 2; 2 – оболочки изготовления МСЗ (светлые значки); 4 – оболочки ПНТЗ (тёмные значки)

вреждающей дозы в сечениях с максимальным изменением эффективного диаметра при характеристической температуре T_0 максимального распухания. Зависимость 2 построена усреднением данных по партиям оболочек, изготовленных на МСЗ из металла плавок ЭМЗ, для каждой из ТВС. Степень зависимости распухания от повреждающей дозы определялась по наилучшему совпадению измеренных и расчетных данных. Зависимость 2 оказалась линейной.

На зависимость 2 для сравнения нанесены отдельные точки, соответствующие распуханию оболочек, изготовленных на ПНТЗ из металла плавок ЧМЗ и облученных в составе тех же сборок. Этим данным наилучшим образом соответствует зависимость 4, близкая к квадратичной. На рисунке 2 представлен и критерий предельного состояния твэлов по формулированию. Заштрихованная область между зависимостями 2, 4 и предельным распуханием 15% соответствует ресурсу стали ЧС68-ИД х.д., реализованному в результате совершенствования технологических режимов при выплавке стали на ЭМЗ и изготовлении оболочек на МСЗ.

Зависимость распухания от дозы является частным случаем дозно-температурной зависимости, традиционно описываемой функцией

$$R = V/V_0 = dR/dD \cdot \exp(-\beta(T - T_0)^2) \cdot (D - D_0)^\alpha, \quad (1)$$

где R – распухание (относительное изменение объема V_0), %; D – повреждающая доза, сна; T – температура облучения, °C; dR/dD – скорость распухания, %/сна; T_0 – характеристическая температура максимального распухания; β – параметр порядка коэффициента диффузии вакансий, K^{-2} ; D_0 – инкубационная доза, сна.

Параметры dR/dD , T_0 , α , β , D_0 определяются методом наименьших квадратов по наилучшей сходимости экспериментальных данных и результатов расчета минимизацией функционала:

$$\chi^2 = \left\{ \sum \frac{(f_i^{exp} - f_i^{calc})^2}{\sigma_i^2} \right\}^{1/2}, \quad (2)$$

где f_i^{exp} , f_i^{calc} – экспериментальные и расчетные значения функции (1) соответственно; σ_i – экспериментальная погрешность.

На рисунке 3 представлены типичные дозно-температурные зависимости радиационного распухания материалов оболочек твэлов, изготовленных из стали ЧС68-И.Д. х.д. разных плавок и партий труб. Экспериментальные данные показаны точками условно с большим шагом по высоте Ак3.

Реальные экспериментальные зависимости получаются из непрерывных распределений диаметра твэлов по их высоте с дальнейшим усреднением по партиям оболочек. При анализе использовался шаг координаты по высоте Ак3, равный 6 мм. Результаты анализа параметров распухания оболочек твэлов реперных ТВС приведены в табл. 2.

Несмотря на значительный разброс данных по распуханию оболочек разных партий, выявляются metallургические и технологические факторы, влияющие на их радиационную стойкость. В соответствии с полученными результатами можно сформулировать следующие выводы:

- металл выплавки ЭМ3 с максимальным содержанием бора более стоек против радиационного распухания по сравнению с металлом ЧМ3; максимальная радиационная стойкость наблюдается для оболочек, изготовленных на Машиностроительном заводе методом холодной прокатки роликами;
- результаты применения волочения оболочек на короткой оправке и термообработок при температурах отжига 1060–1180°C на промежуточном размере Ø42 мм по отношению к стойкости против распухания являются неоднозначными.

Зависимость 2 на рис. 2 отчетливо демонстрирует возможности использования штатной стали ЧС68-ИД х.д. до повреждающих доз ~95 сна. Максимальному распуханию стали соответствует сечение по высоте Ак3 на 100–200 мм ниже центральной плоскости, для которой, как правило, значение максимальной повреждающей дозы на ТВС выше на ~10% (рис. 4). Зависимости, представленные на рис. 3, следует считать «физическими», отображающими процесс распухания оболочек из стали ЧС68-ИД х.д. нового поколения с ростом повреждающей дозы.

На рисунке 4 приведены данные по распуханию оболочек, изготовленных из стали ЧС68-ИД х.д., облученных в составе твэлов с диоксидом урана. Представленные данные получены из измерений эффективного диаметра оболочек твэлов двадцати одной ТВС, отработавших во всех четырех типах активных зон БН-600. Данным по распуханию оболочек сопоставлены максимальные (пиковье) по сборке повреждающие дозы, достигнутые на конец эксплуатации каждой из ТВС. Эти зависимости следует считать «инженерными». Их удобно использовать для оценки работоспособности твэлов с оболочками, изготовленными из стали ЧС68-ИД х.д., по критерию допустимого формоизменения. С практической точки зрения они могут служить нормативными для осуществления послеэксплуатационного контроля работоспособности твэлов и качества изготовления оболочек. С учетом всех данных критерий формоизменения твэлов позволяет достичь максимальных повреждающих доз ~90 сна. С учетом лучших данных по распуханию стали ЧС68-ИД х.д. аппроксимация зависимости 1 по критерию формоизменения дает значение ~110 сна.

Обсуждение результатов материаловедческих исследований других служебных свойств оболочек, изготовленных из стали ЧС68-ИД х.д. нового поколения, не яв-

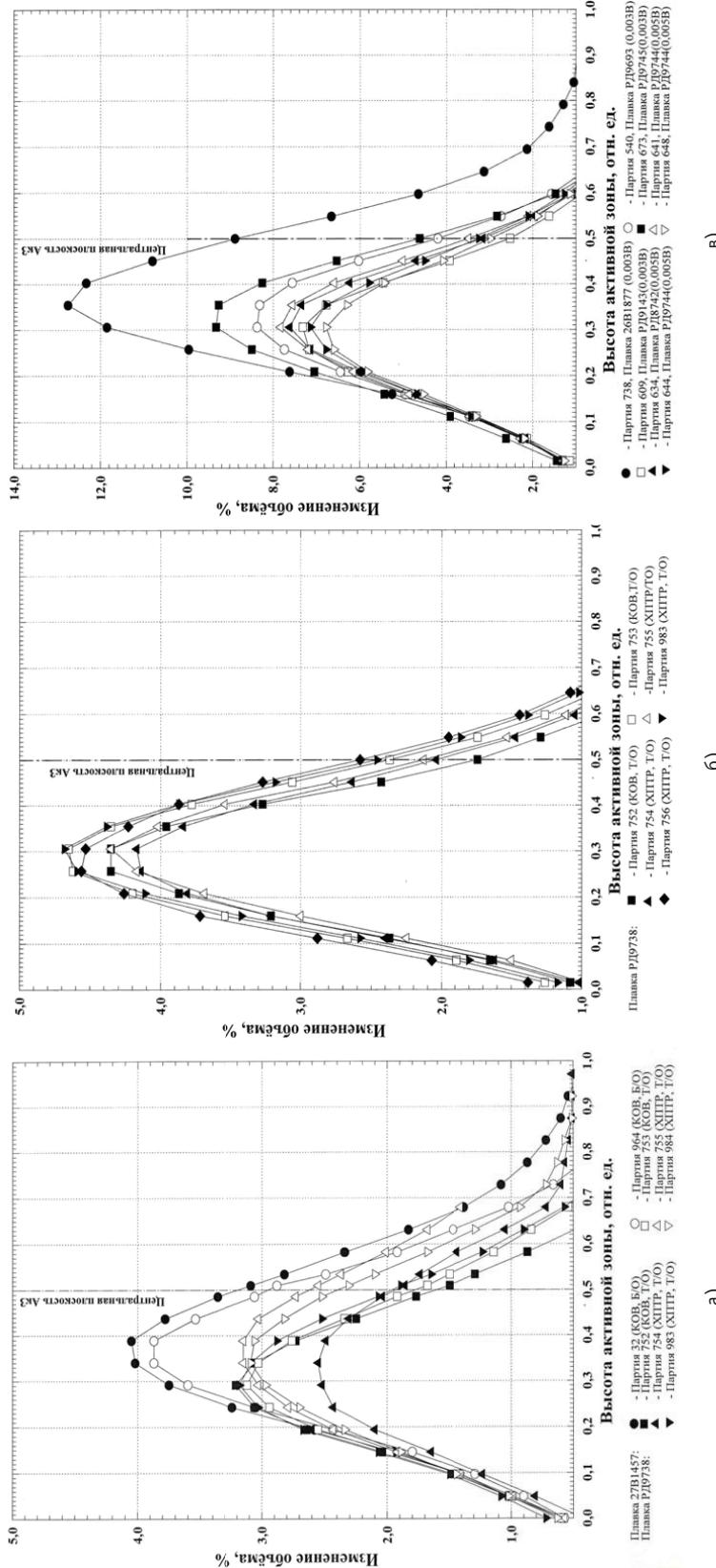


Рис. 3. Экспериментальные (значки) и расчетные (сплошные линии) радиационного расщепления материала оболочек твэлов в зависимости от высоты Ак3 (от температуры облучения и повреждающей дозы) ТВС 4873 (а), ТВС 4872 (б) и ТВС 4555 (в)

Таблица 2

Параметры радиационного распухания оболочек твэлов БН-600, изготовленных из austenитных сталей

Марка сталей/ № ТВС	№ плавки (партии) труб	dR/dD , %/сна	T_{σ} , °C	D_{σ} , сна	$\beta \times 10^{-4}$, К ⁻²
ЭИ-847 ауст.	—*	0,40±0,02	480±10	20±5	(0,7±0,1)
ЭИ-847 х.д.	—*	0,20±0,01	445±15	30±5	(3,5±1,1)
ЭП-172 х.д.	—*	0,27±0,03	450±3	37±3	(4,5±0,5)
ЧС-68-ИД х.д.	—**	0,30±0,05	470±10	47±5	1,5±0,3
ЧС-68-ИД х.д.	—***	0,50±0,10	485±10	45±5	2,5±0,4
ЧС68-ИД х.д. (ТВС 4565)	26B1877 (738)	0,47±0,03	499±9	48±5	1,9±0,3
	РД-9143 (609)	0,30±0,05	483±5	49±3	2,7±0,5
	РД-9744 (641)	0,30±0,02	484±6	47±3	2,5±0,6
	РД-9744 (644)	0,31±0,02	484±8	50±3	2,4±0,6
	РД-9744 (648)	0,28±0,04	487±6	49±3	2,1±0,7
	РД-9742 (634)	0,26±0,04	485±7	49±5	2,4±0,7
	РД-9693 (540)	0,35±0,04	486±9	50±5	2,7±0,7
ЧС68-ИД х.д. (ТВС 4872)	РД-9143 (752)	0,27±0,04	473±5	49±4	2,4±0,1****
	РД-9143 (753)	0,29±0,05	479±7	51±4	1,7±0,1****
	РД-9143 (754)	0,28±0,05	479±7	52±4	1,9±0,1****
	РД-9143 (755)	0,27±0,04	478±6	52±4	2,1±0,2****
	РД-9143 (756)	0,30±0,05	465±9	49±5	1,5±0,2****
	РД-9143 (983)	0,29±0,05	479±7	51±4	1,4±0,2****
ЧС68-ИД х.д. (ТВС 4873)	27B1457 (32)	0,34±0,05	494±7	56±7	1,7±0,1****
	27B1457 (964)	0,30±0,04	488±7	51±8	2,1±0,2****
	РД-9143 (752)	0,32±0,05	471±8	49±6	2,2±0,3****
	РД-9143 (753)	0,31±0,05	469±3	49±7	1,7±0,1****
	РД-9143 (754)	0,23±0,02	480±9	49±9	1,3±0,4****
	РД-9143 (755)	0,39±0,04	480±7	51±6	2,8±0,2****
	РД-9143 (983)	0,29±0,04	466±3	45±8	2,0±0,2****
	РД-9143 (984)	0,31±0,05	475±2	47±9	2,5±0,2****

Примечания:

* – обобщенные данные по всем партиям оболочек твэлов штатных и экспериментальных ТВС активных зон 01 и 01М (оболочки производства ПНТЗ);

** – обобщенные данные по всем партиям оболочек твэлов экспериментальных и штатных ТВС активных зон 01М и 01М1(оболочки производства ПНТЗ);

*** – обобщенные данные по всем партиям оболочек твэлов штатных ТВС активной зоны 01М1 (оболочки производства ПНТЗ);

**** – данные, полученные в нелинейном приближении дозной зависимости распухания

ляется предметом данного доклада. Данные по механическим и коррозионным свойствам представлены в докладах Института реакторных материалов. Отметим только, что глубина коррозионного повреждения внутренней поверхности оболочек твэлов и прочностные свойства оболочек не являются ограничивающими

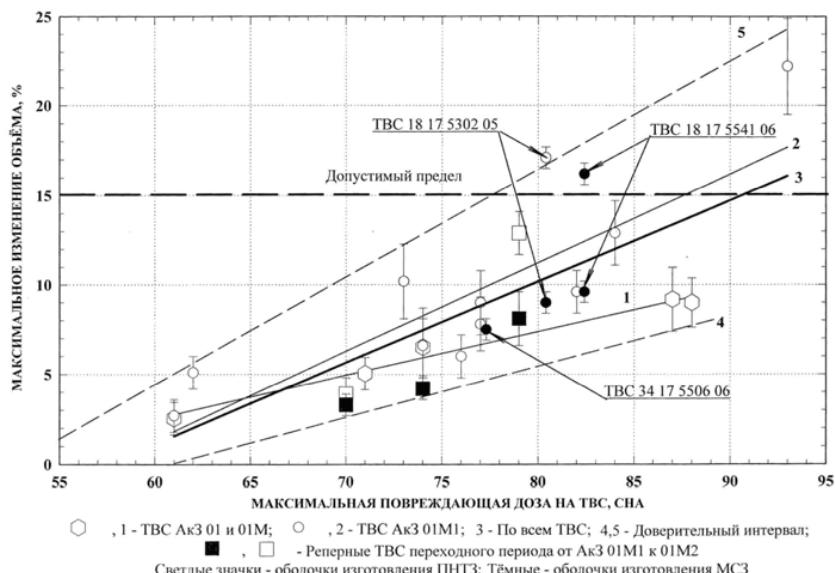


Рис. 4. Радиационное распухание оболочек твэлов, изготовленных из стали ЧС68-ИД х.д., в зависимости от максимальной повреждающей дозы на ТВС

факторами достижения уровня выгорания оксидного топлива, соответствующего повреждающим дозам 85–90 сна.

Литература

1. Ошканов Н.Н. Планирование топливной кампании при фиксированном цикле работы АЭС// Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 6. – С. 488-489.
2. Fromont M. PHENIX status and French SFR Demonstrator program. - Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA (CEA – Nuclear Energy Division)-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
3. Muehling G., Brown C., Languille A. General of R&D on «Fuels and Materials» in Europe/Proc. Specialist Meeting on Cladding and Materials. – Obninsk, 1992.
4. Hamada M. Present Status of Core and Fuel Desing for Demonstration Fast Breeder Reactor/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials. – Obninsk, 1992.
5. Shibahara I., Nomura S. and Shikakura S. Alloy Design and Irradiation Performance of Advanced Austenitics/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials. – Obninsk, 1992. – P. 15.
6. Suran Jean Louis, Fromont M. et al. CEA program on ODS materials. - Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
7. Kaito T., Ukai S. Satoshi Ohtsuka and Takeshi Nfrifa. Development of ODS Ferritic Steel Cladding for the Advanced Fast Reactor Fuels/Proc. of GLOBAL 2005 (Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005). – Paper No. 196 p.

Поступила в редакцию 14.10.2010

РАДИАЦИОННЫЕ ДЕФЕКТЫ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ ПРИ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ И ИХ ВЛИЯНИЕ НА ФИЗИКО- МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА

А.В. Козлов

ОАО «ИРМ», г. Заречный



Рассмотрены образование и эволюция радиационных дефектов в аустенитных сталях при нейтронном облучении в температурном диапазоне от 77 до 830 К. Показано, что на начальной стадии облучения при криогенной и низкой температуре основными видами дефектов являются радиационные кластеры. При среднетемпературном облучении кластеры диссоциируют раньше, чем на том же месте образуется новый каскад смещений, и основными видами радиационных дефектов являются образованные диффузионным образом поры и дислокационные петли. Изучены механизмы влияния радиационных дефектов на физико-механические свойства сталей. Получены и сопоставлены с экспериментом выражения для изменений электросопротивления, характеристик упругости и прочности через характеристики радиационных дефектов.

Ключевые слова: радиационные дефекты, аустенитные стали, нейтронное облучение, криогенные температуры, физико-механические свойства, распухание.

Key words: radiation defects, austenitic steels, neutron irradiation, cryogenic temperature, physical and mechanical properties, swelling.

ВВЕДЕНИЕ

Для определения предельного ресурса эксплуатации стальных конструкций в ядерных реакторах и поиска путей его увеличения необходимо уметь прогнозировать изменение физико-механических свойств аустенитных сталей при нейтронном облучении. Эти изменения вызваны радиационно-индуцированным изменением микроструктуры, в частности, образованием и эволюцией радиационных дефектов. Практическая проблема заключается в том, что при прогнозировании и поиске путей увеличения ресурса эксплуатации стальных внутриреакторных конструкций требуется решение задачи описания эволюции радиационных дефектов и связанных с ними других структурных изменений, а также расчет влияния сформировавшихся дефектов на физико-механические свойства сталей. Обе эти задачи в настоящее время в полной мере не решены.

Цель работы состояла в определении характеристик радиационных дефектов, образующихся в аустенитных нержавеющих сталях в широком диапазоне темпе-

© А.В. Козлов, 2011

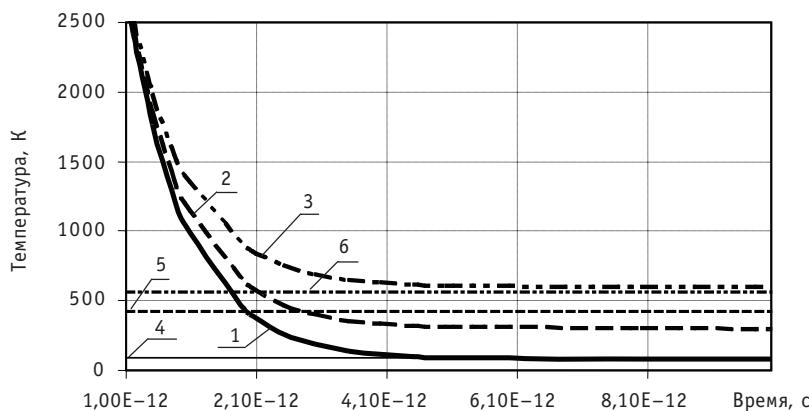


Рис. 1. Зависимость температуры области радиационных повреждений от времени для различных температур облучения: 1 – $T = 80$ K; 2 – $T = 300$ K; 3 – $T = 600$ K; 4 – T_f ; 5 – T_v ; 6 – диссоц. класт.

ратур нейтронного облучения, доз и скоростей смещений и в количественном описании с единых позиций их эволюции и влияния на физико-механические свойства сталей.

ЭВОЛЮЦИЯ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ В ШИРОКОМ ДИАПАЗОНЕ ТЕМПЕРАТУР НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

На рисунке 1 приведен график зависимости температуры области радиационных повреждений от времени. Здесь же горизонтальными линиями показаны температуры, при которых точечные дефекты в аустенитной стали обретают подвижность. В начале стадии термического пика вакансии и междоузлия термически подвижны [1], что позволяет им отдаляться от центра каскада и при встрече друг с другом рекомбинировать. Дальнейшая эволюция области радиационных повреждений существенно зависит от температуры, при которой производится облучение.

В работе для удобства анализа принята следующая классификация температурных областей облучения:

- криогенная – при которой оба вида точечных дефектов термически неподвижны;
- низкотемпературная – когда вакансии не обладают подвижностью, а междоузлия могут двигаться;
- среднетемпературная – когда междоузлия и вакансии термически подвижны, но их концентрации существенно отличаются от термически равновесных значений;
- высокотемпературная – область, в которой концентрация вакансий отличается от термически равновесного значения незначительно.

Различия эволюции радиационных дефектов в разных областях температур облучения проявляются на стадии термодинамической стабилизации. В работе исследована эволюция радиационных дефектов в аустенитных сталях при криогенном, низкотемпературном и среднетемпературном нейтронном облучении, а также рассмотрено влияние этих дефектов на физико-механические свойства сталей. При этом использовались экспериментальные возможности электронной микроскопии (ТЭМ) и, частично, полевой ионной микроскопии (ПИМ), дилатометрия, определение характеристик упругости, измерение электросопротивления, кратковременные механические испытания и ряд других методик. Для разработки моделей, используемых для анализа полученных результатов, широко использовались методы микродиффузии [2] и аппарат теории вероятности.

ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ, ФОРМИРУЮЩИХСЯ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ ПРИ КРИОГЕННОМ НЭЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

Экспериментальное исследование радиационных дефектов после криогенного нейтронного облучения дает наиболее полную информацию о характеристиках радиационных дефектов, образующихся к началу стадии термодинамической стабилизации, поскольку в течение этой стадии точечные дефекты не успевают уходить на большие расстояния от области каскада и сохраняют свою индивидуальность. Из рисунка 1 видно, что при облучении аустенитной стали при температуре кипения жидкого азота время, в течение которого вакансии подвижны ($\sim 2 \cdot 10^{-11}$ с), существенно меньше, чем время, в течение которого подвижны междуузлия ($\sim 5 \cdot 10^{-11}$ с). В результате образуется криогенный радиационный кластер, внутренняя часть которого («ядро») обогащена вакансиями, а наружная («атмосфера») – междуузлями [3]. За время миграции на стадии термодинамической стабилизации часть междуузлий и вакансий встречаются между собой и рекомбинируют. Доля «выживших» в каскадах точечных дефектов, называемая каскадной эффективностью α , в литературе оценивается с использованием методов молекуллярной динамики [4]. Отметим, что количество вакансий в ядре кластера равно количеству междуузлий в атмосфере. Кроме того, в матрице образуются некаскадные пары Френкеля, увеличивая концентрацию вакансий и междуузлий.

Криогенное облучение проводилось в реакторе ИВВ-2М при $T = 77$ К до различных доз в диапазоне от 0,001 до 0,016 сна, после чего использовались количественная электронная микроскопия и дилатометрические измерения. Измерение размеров радиационных кластеров, представляющих собой близкие к сферическим объемные дефекты, проводилось на электронно-микроскопических снимках, полученных при комнатной температуре в «black & white»-контрасте в режиме дифракции. Пример такого изображения показан на рис. 2.

По результатам измерений строились гистограммы распределения кластеров по размерам, которые описывались в виде суммы унимодальных гауссовых распределений. Каждая из мод описывала разные типы кластеров: одинарные; двойные, получающиеся при наложении вновь образующегося каскада смещений на область, уже занятую кластером, и кластеры больших кратностей перекрытия. Вид гистограмм распределения кластеров по размерам после облучения стали 03Х16Н15М3Т1 в реакторе ИВВ-2М при температуре 77 К приведен на рис. 3. С использованием метода оптимизации по критерию χ^2 они представлены в виде суммы унимодальных нормальных распределений.

Гистограмма после облучения до дозы 0,0016 сна представлена в виде суммы двух нормальных распределений со средними размерами 4,6 (93% от общего количества) и 5,8 нм (7%), а после облучения дозой 0,016 сна – трех унимодальных распределений со средними диаметрами 4,5 (53%), 5,6 (35%) и 6,9 (12%) нм.

С использованием результатов измерений размеров кластеров, полученных на

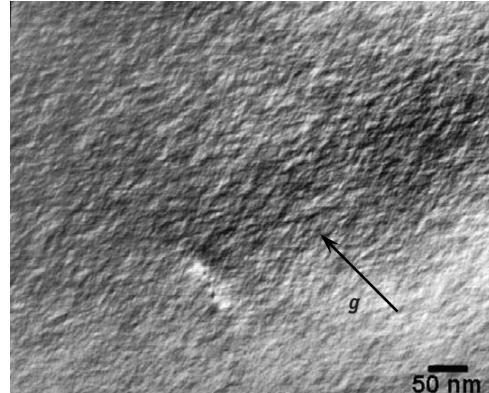


Рис. 2. Изображение ПЭМ радиационных кластеров в стали 03Х16Н15М3Т1, полученное в «black & white»-контрасте в режиме дифракции

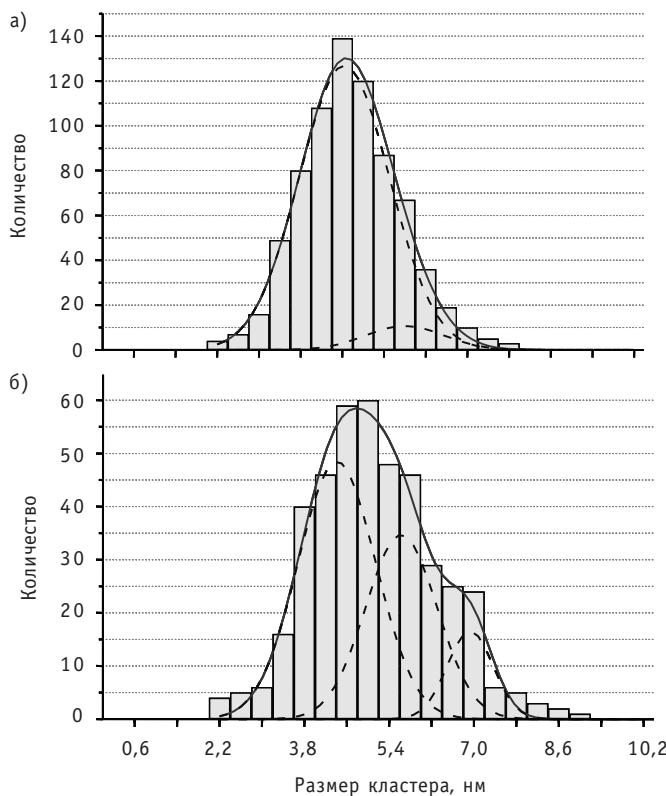


Рис 3. Гистограммы распределения КРК по размерам в стали 06Х16Н15М3Т1, облученной при 77 К в реакторе ИВВ-2М до повреждающих доз 0,0016 (а) и 0,016 (б) сна: — экспериментальные данные; - - - - - унимодальное гауссовское распределение; — — — сумма унимодальных гауссовских распределений

образцах, облученных до различных доз, и аппарата теории вероятностей были определены количества одинарных (КРК) и двойных (КРК-2) криогенных радиационных кластеров из системы уравнений [5]:

$$N_1 = \frac{3}{8 \cdot \pi \cdot d_{n1}^3} \cdot \left(1 - \exp \left(-\frac{8 \cdot \pi \cdot d_{n1}^3 \cdot g \cdot t}{3} \right) \right), \quad (1)$$

$$N_2 = \frac{g \cdot t}{2} - \frac{3}{16 \cdot \pi \cdot d_{n1}^3} \cdot \left(1 - \exp \left(-\frac{8 \cdot \pi \cdot d_{n1}^3 \cdot g \cdot t}{3} \right) \right), \quad (2)$$

где $\frac{4 \cdot \pi \cdot d_{n1}^3}{3}$ – объем области, занятый одним КРК; d_{n1} – диаметр ядра одинарного кластера; N_1 , N_2 – концентрации одинарных и двойных кластеров соответственно; g – число кластеров, образующихся в единицу времени (секунду); t – время от начала облучения.

В предположении о случайном месте образования кластеров найденное с использованием теории вероятности соотношение средних размеров двойных и одинарных кластеров составляет $\sim 1,2$, что соответствует соотношению средних размеров унимодальных распределений, полученных из экспериментально построенных гистограмм, что свидетельствует об адекватности интерпретации экспериментальных результатов. С использованием измеренного значения одинарных вакансационных кластеров было рассчитано количество кластеров, образовавшихся при дозах 0,0016 и 0,016 сна. Это позволило определить скорость генерации

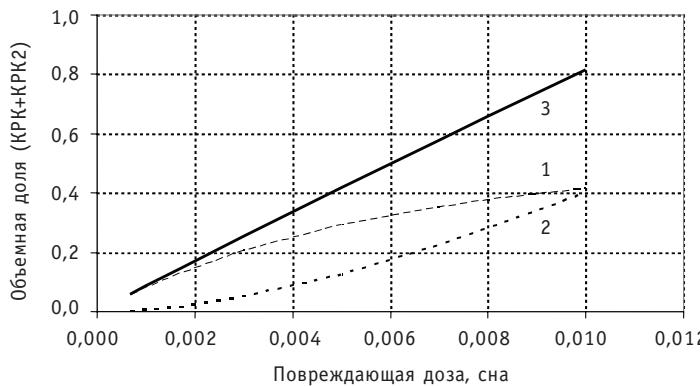


Рис. 4. Зависимость объемной доли одиночных и двойных кластеров, образующихся в аустенитной стали при криогенном облучении, от повреждающей дозы: 1 – КРК; 2 – КРК-2; 3 – КРК(1+2)

кластеров в аустенитной стали при облучении в реакторе ИВВ-2М (нейтронный спектр типичен для реакторов на тепловых нейтронах). Она составила величину $g = 4,6 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$ (что соответствует дозовой скорости образования кластеров $g_D = 2,3 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-3} \cdot \text{сна}^{-1}$) [6]. Среднее количество точечных дефектов, образующихся в кластере на баллистической стадии, составило 190 пар Френкеля.

С использованием скорости генерации кластеров и знания их размерных характеристик была рассчитана дозовая зависимость концентрации одинарных и двойных кластеров, образующихся в аустенитной стали при облучении в реакторе, а также доли объема, занятого кластерами (рис. 4).

При дилатометрических измерениях нагрев образцов после облучения при 77 К проводился от температуры облучения до 300 К. Такие же измерения проводились на необлученных образцах. Было установлено, что у облученных образцов наряду с обычным тепловым расширением происходит уменьшение длины, связанное с отжигом межузельных атомов. Зависимость этих размерных изменений от температуры определялась разностью удлинений облученного и необлученного образцов. Наиболее информативным является график температурной зависимости дифференциальной разности (скорость накопления изменений размеров на десятиградусных интервалах), полученный из тех же данных (рис. 5). Из него видно, что отжиг межузельных атомов начинается с 90 К, и его скорость резко возрастает при повышении температуры до 110 К, а затем уменьшается. По величине

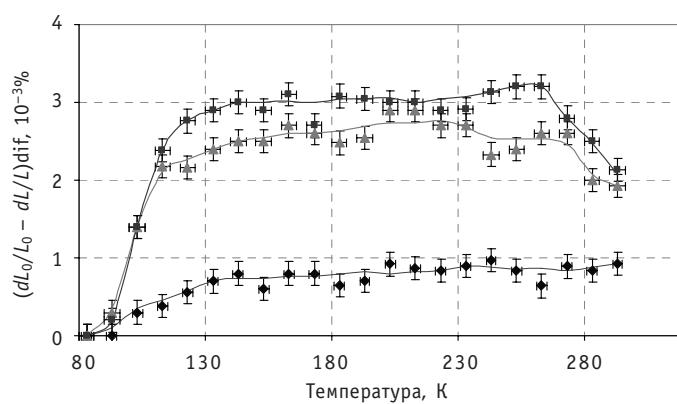


Рис. 5. Дифференциальная разность удлинений необлученного и облученного образцов стали 03Х20Н16А6 при нагреве образцов, облученных при температуре 77 К до различных повреждающих доз: ◆ – $D_1 = 0,001$ сна; ▲ – $D_2 = 0,005$ сна; ■ – $D_3 = 0,001$ сна

изменений размеров определено, сколько межузельных атомов вышло из образца. По этим данным с использованием модели миграции точечных дефектов рассчитано количество ушедших на разных стадиях отжига междуузлий, по которым найдены характеристики кластеров (табл. 1). Каскадная эффективность составила 0,2, а энергия миграции междуузлий – 0,27 эВ.

Таблица 1

Уточненные характеристики радиационных кластеров, образующихся в austenитных сталях при криогенном нейтронном облучении

Вид кластера	Число вакансий в кластере n_{vc}	Диаметр ядра кластера d_c , нм	Концентрация вакансий в кластере c_{vc} , %	Число подвижных междуузлий n_{ia}	Высота атмосферы кластера h_a , нм	Концентрация междуузлий в атмосфере c_{ia} , %
KPK	37	4,5	0,91	35	2,3	0,130
KPK2	67	5,4	0,95	64	2,7	0,135

ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ ПРИ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

Низкотемпературное нейтронное облучение austenитной стали ЭИ-844, Ni и Pt проводилось в реакторе ИВВ-2М при $T=310$ К до флюенса нейтронов $7 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1$ МэВ), что соответствовало повреждающим дозам для стали –0,007 сна; для Ni –0,009 сна. Аналогичным использованному при анализе криогенного облучения методом гистограмма распределения кластеров по размерам описана в виде суммы двух унимодальных распределений, соответствующих $d_{c1}=3,2$ нм; $d_{c2}=4,0$ нм. В Pt вакансационные кластеры наблюдались непосредственно методами полевой ионной микроскопии. Был определен средний размер кластеров $d_c=3,2$ нм и оценена их концентрация $\sim 9 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$.

Дилатометрическими исследованиями образцов, облученных при 310 К, установлено, что размерные изменения, связанные с отжигом вакансий, имеют для исследованных материалов одинаковый характер: при некоторой температуре наблюдается уменьшение размеров относительно необлученного образца, связан-

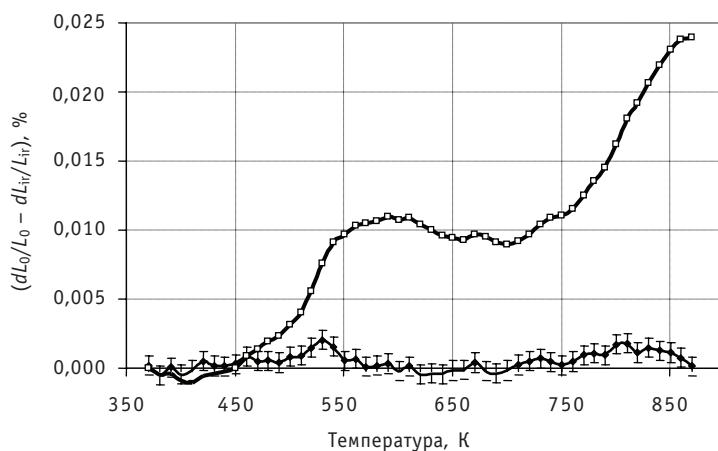


Рис. 6. Разность относительных удлинений облученных при температуре 310 К и необлученных образцов Ni при нагреве до 870 К: ◆ – дифференциальная; □ – интегральная

ное с началом отжига вакансий, находящихся в твердом растворе. При дальнейшем повышении температуры дополнительных размерных изменений не наблюдается, что свидетельствует о том, что все вакансины, находившиеся в растворе, вышли из образца. По достижении некоторой температуры вновь наблюдается уменьшение длины образца, связанное с испарением вакансий из кластеров и выходом их из образца. По завершении диссоциации кластеров изменений размеров облученного образца по сравнению с необлученным не наблюдается. В качестве иллюстрации зависимость интегральной и дифференциальной разности облученного и необлученного образцов Ni приведена на рис. 6.

По результатам дилатометрических измерений с использованием модели миграции ТД рассчитано количество вакансий, ушедших из кристаллической матрицы на дислокации и границы зерен, а также вышедших при диссоциации кластеров. Количества вакансий, содержащихся в среднем в одинарном и двойном кластерах, составляют 13 и 27 соответственно. Найденные значения энергий миграции вакансий и энергии их связи в кластерах приведены в табл. 2 [6].

Таблица 2

Энергии миграции вакансий в кристаллической матрице и энергий связи вакансий в кластере, эВ

Материал	Энергия миграции вакансий, эВ	Энергия связи вакансий с кластером, эВ	
		нижняя граница	верхняя граница
Ni	1,33	0,72	1,19
Pt	1,27	0,42	0,63
ЭИ844	1,21	0,25	0,60

ЭВОЛЮЦИЯ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ ПРИ СРЕДНЕТЕМПЕРАТУРНОМ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

При температурах облучения, когда подвижность вакансий высока настолько, что вакансационные кластеры диссоциируют раньше, чем на занимаемую область наложится новый каскад смещений, доминирующий механизмом эволюции радиационных дефектов связан с диффузией точечных дефектов. Как показано в предыдущем разделе, в аустениитных сталях это достигается при температурах выше 580 – 600 К. При этом одновременно идут два разнонаправленных процесса: ввод в кристаллическую матрицу генерируемых облучением вакансий и междуузлий и их выход на стоки (границы тела и зерен, дислокации, рекомбинацию и пр.). Количественное описание протекающих процессов базируется на решении системы дифференциальных уравнений изменения концентрации точечных дефектов (ТД). Скорость генерации ТД в аустениитных сталях получена при исследовании действия на них криогенного и низкотемпературного облучения. Скорость ухода точечных дефектов из кристалла выражена через их характеристики в модели миграции.

С использованием характеристик стоков ТД, присутствующих в стали в начале облучения, получено решение этой системы уравнений и показано, что установление стационарной концентрации вакансий и междуузлий – это быстро протекающий процесс [7]. Время достижения стационарной концентрации точечных дефектов при облучении в реакторе БН-600, приведенное в табл. 3 [7], много меньше, чем время облучения исследованных образцов (от полугода до двух лет). В этом случае можно считать, что стационарная концентрация точечных дефектов достигается с самого начала облучения и далее медленно меняется с изменением количества стоков.

Таблица 3

**Время достижения квазиравновесной концентрации
вакансий и междуузлий в стали ЧС68 х.д. при нейтронном
облучении со скоростью генерации точечных дефектов
 10^{-6} сна/с**

Время достижения стационарной концентрации, с	Температура облучения, К				
	573	673	773	783	973
Междоузлия	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$5,8 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$
Вакансии	$1,7 \cdot 10^3$	$5,1 \cdot 10^1$	$3,4 \cdot 10^0$	$4,3 \cdot 10^{-1}$	$8,2 \cdot 10^{-2}$

Основными видами радиационных дефектов, формирующихся в аустенитных сталях при среднетемпературном нейтронном облучении, являются поры и дислокационные петли. Поскольку получение количественных характеристик дислокационных петель в аустенитных сталях технически более сложно, чем изучение пор, основные усилия исследователей направлены на изучение пористости, а чаще на определение одной из ее характеристик – величины распухания. Само явление распухания приводит к ограничению ресурса работы внутриреакторных конструкций, поскольку изменение их геометрических параметров приводит к нарушению режимов работы этих конструкций. Экспериментальные исследования распухания, в частности, определение характеристик пористости проводились в сталях, облученных в реакторе БН-600 при температурах 650–870 К (370–600°C) до различных доз, вплоть до ~90 сна. Установлено, что первые поры образуются на дислокациях, дислокационных петлях и двойниках (рис. 7а). На более поздних стадиях практически все поры связаны с выделениями вторых фаз, в основном, высоконикелевого интерметаллида – G-фазы (рис. 7б).

Известно, что развитие процесса распухания проходит три стадии. На первой – инкубационной стадии распухания, оно настолько мало, что практически им пренебрегают. Затем наступает нестационарная стадия, когда распухание растет с увеличивающейся скоростью. И, наконец, наступает стадия стационарного распухания, когда его скорость остается неизменной. Основное внимание в работе было уделено выявлению условий окончания инкубационной стадии распухания и начала стадии стационарного распухания.

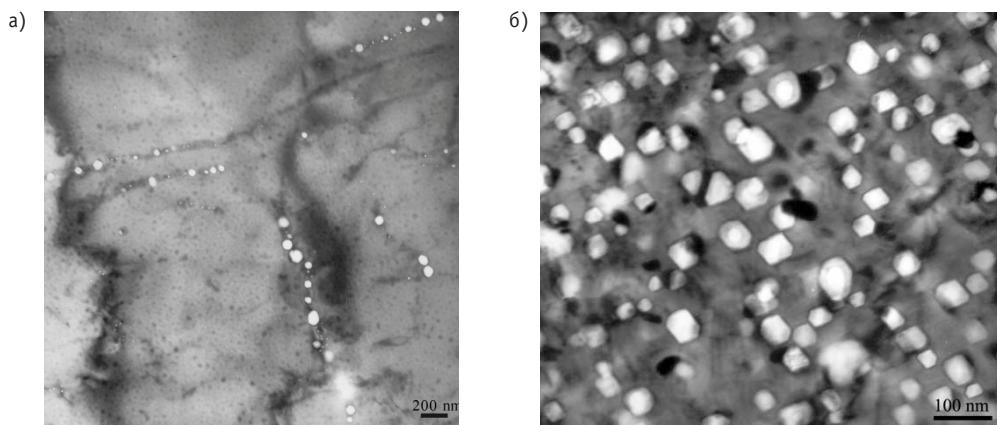


Рис. 7. Образование пор на дислокациях в высоконикелевой стали ЭП150, облученной в реакторе БН-600 при температуре 565°C до дозы 7 сна (а) и связь пор с выделениями G-фазы в стали ЧС68, облученной в реакторе БН-600 при температуре 460 °C до дозы 61 сна (б)

Условием завершения инкубационного периода распухания является рост пор за счет поступления в них несбалансированного потока вакансий. Для поры диаметра d это условие записывается в виде

$$J_{vv+} \geq J_{vv-} + J_{iv+}, \quad (3)$$

где J_{vv+} – поток вакансий в пору; J_{vv-} – поток испаряющихся вакансий из поры; J_{iv+} – поток междуузливый в пору.

Решение этого уравнения для различных условий облучения стали ЧС68 позволило построить зависимости критического диаметра пор от скорости смещений и температуры облучения. Фрагмент температурной зависимости критического диаметра вакансационного зародыша пор в стали ЧС68 для различных скоростей смещений показан на рис. 8 [8].

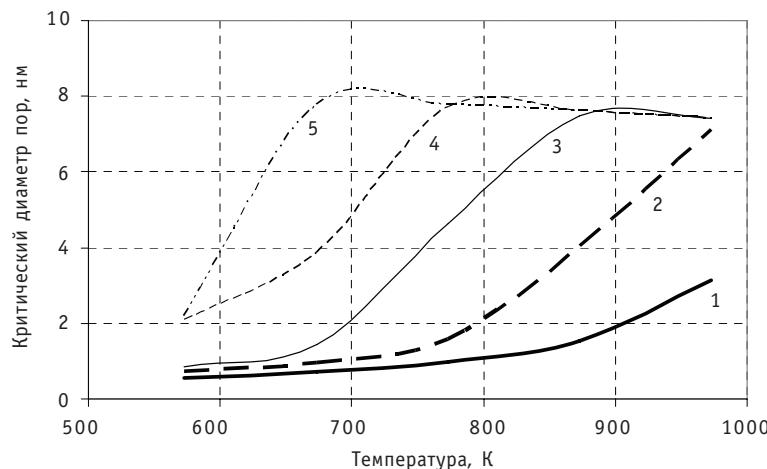


Рис. 8. Температурная зависимость критического диаметра вакансационного зародыша пор в стали ЧС68 для различных скоростей смещений: 1 – $G = 1E-2$ сна/с; 2 – $G = 1E-4$ сна/с; 3 – $G = 1E-6$ сна/с; 4 – $G = 1E-8$ сна/с; 5 – $G = 1E-10$ сна/с

Видно, что критический диаметр пор увеличивается с ростом температуры облучения и уменьшается с ростом скорости смещений.

Начало стадии стационарного распухания связано с коалесценцией пор. Из-

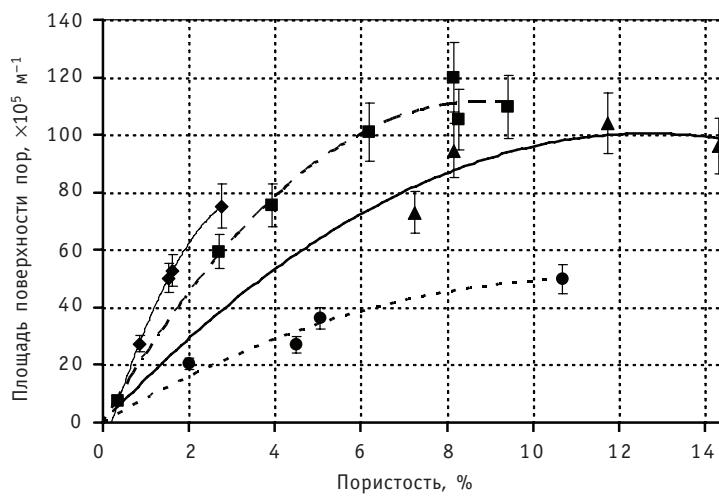


Рис. 9. Зависимость удельной площади поверхности пор от величины пористости в стали ЧС68 при различных температурах облучения в диапазоне от 410 до 560°C до различных доз: \blacklozenge – 410–420°C; \blacksquare – 450–480°C; \blacktriangle – 500–510°C; \bullet – 550–560°C

мерение, характеристик пористости показало, что зависимость удельной площади поверхности пор от величины распухания имеет характер насыщения, что связано с коалесценцией пор. Экспериментально установлено и теоретически обосновано, что насыщение достигается при распухании ~9%, при этом наступает стадия стационарного распухания (рис. 9). Его рассчитанная скорость для стали ЧС68 в реакторе БН-600 составляет при различных температурах от 0,9 до 1,5%/сна [9].

ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ, НА ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА

Для выявления влияния радиационных дефектов на физико-механические свойства проведен большой объем экспериментов по определению физико-механических свойств сталей после нейтронного облучения в широком диапазоне температур и доз.

Для исследования действия криогенного нейтронного облучения образцы для разных видов исследований облучались в реакторе ИВВ-2М в среде жидкого азота (ЖА). Затем, не извлекаясь из ЖА, они транспортировались в защитные камеры, где переливались в ванну с ЖА и сортировались по видам исследований. В ЖА они заряжались в захватные приспособления, доставлялись в испытательные устройства; в среде ЖА определялись кратковременные механические свойства (σ_B , σ_{02} , δ_p , δ_0), характеристики упругости (E , G , μ), плотность (ρ), измерялись изменения линейного размера при нагреве образцов.

Установлено, что после криогенного нейтронного облучения до малых доз ФМС исследованных сталей значительно изменились. Так у стали 03Х20Н16АГб после облучения до 0,01 сна пластичность снизилась вдвое, условный предел текучести увеличился на 40%, модуль Юнга уменьшился на 5,6%. Пластичность стали 03Х16Н15М3Т1 после криогенного облучения до дозы 0,016 сна снизилась в 1,8 раза при увеличении условного предела текучести в 1,8 раза [10].

Исследования действия среднетемпературного нейтронного облучения на физико-механические свойства аустенитных сталей проводились на образцах, облученных до различных повреждающих доз, вплоть до 90 сна. Основной массив данных по физико-механическим свойствам получен на образцах оболочек твэлов из стали ЧС68 [11].

При криогенном и низкотемпературном нейтронном облучении основными радиационными дефектами, влияющими на физико-механические свойства (ФМС) сталей, являются радиационные кластеры. При среднетемпературном облучении такими дефектами являются поры и, в меньшей степени, дислокационные петли. В обоих случаях в кристаллической матрице присутствуют изолированные друг от друга локальные области с отличающимися от остального кристалла структурой и свойствами. Это позволяет использовать для описания влияния на ФМС сталей в качестве основы «двухкомпонентную» модель, в которой система состоит из областей двух типов, имеющих различные физико-механические свойства [12].

При криогенных температурах облучения такая модель применена для описания влияния на модули упругости, в которой рассматриваются три компоненты: кристаллическая матрица, одинарные кластеры и двойные кластеры. Модули упругости кластеров рассчитываются на основании имеющихся представлений о зависимости модуля упругости от концентрации точечных дефектов [13] и полученных в данной работе характеристик структуры кластеров:

$$\frac{\Delta E}{E_0} = (1 - \kappa \cdot (c_i + c_v)) \cdot \delta_{vm} + (1 - \kappa \cdot c_{vc1}) \cdot \delta_{v1} + (1 - \kappa \cdot c_{vc2}) \cdot \delta_{v2} - 1, \quad (4)$$

где δ_{vm} , δ_{v1} , δ_{v2} – объемные доли, занятые матрицей, одиночными и двойными кластерами соответственно; E_0 – модуль Юнга матрицы; ΔE – изменение модуля Юнга аустенитной стали, вызванное криогенным облучением; k – коэффициент, характеризующий удельное относительное изменение модуля Юнга, вызванное точечными дефектами.

Экспериментальные исследования были проведены на аустенитной стали 03Х20Н16АГ6 после облучения при температуре 77 К до различных повреждающих доз. При той же температуре (77 К) были проведены две серии измерений модуля Юнга: одна непосредственно после облучения; другая после суточного отжига при комнатной температуре. Результаты расчетов по формуле (4) удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными (рис. 10).

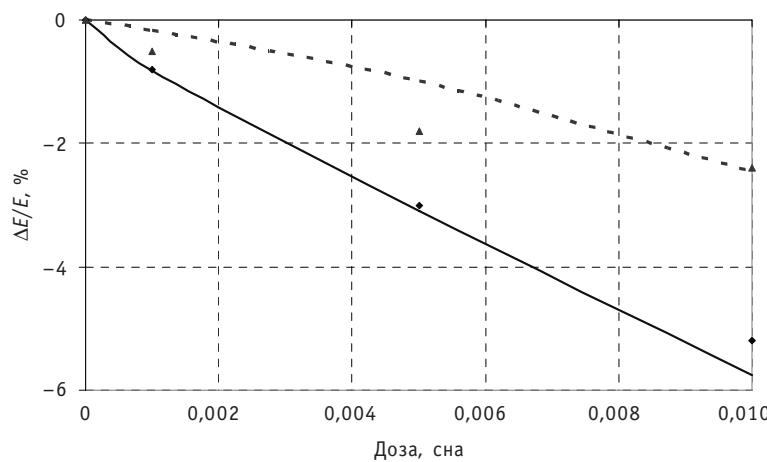


Рис. 10. Дозовые зависимости относительных изменений модуля Юнга стали 03Х20Н16АГ6 после криогенного нейтронного облучения: ◆ – без отжига экспериментальные; — – без отжига расчетные; ▲ – после отжига экспериментальные; - - - – после отжига расчетные

Для описания упрочнения аустенитных сталей кластерами, образованными при криогенном облучении, была использована модель перерезания дислокациями препятствий (кластеров) [14]. Результаты расчета, выполненные по следующей формуле, удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными, полученными при механических испытаниях образцов из сталей 03Х20Н16АГ6, 03Х20Н16М3Т1 (рис. 11):

$$\Delta\sigma_{0.2ir} = \sqrt{(\kappa_{c1} \cdot N_{c1} + \kappa_{c2} \cdot N_{c2}) + E_{ib} \cdot c_{if}^2 / (a_i^2 \cdot b) + E_{vb} \cdot c_{vf}^2 / (a_v^2 \cdot b)} + \Delta\sigma_{02n}^2 - \Delta\sigma_{02n}, \quad (5)$$

где $c_{if} = c_{vf}$ – концентрации междоузлий и вакансий в матрице, равные 0,0003; $a_i = a_v$ – радиус взаимодействия междоузлий и вакансий с дислокацией, принятый равным радиусу спонтанной рекомбинации ($2,5 \cdot a$); N_{c1} , N_{c2} – концентрации одинарных и двойных кластеров; κ_{c1} , κ_{c2} определяются через характеристики кластеров; $\Delta\sigma_{02n}$ – упрочнение кристаллической матрицы, вызванное нерадиационными дефектами.

Влияние на электросопротивление и модули упругости аустенитных сталей после среднетемпературного нейтронного облучения описывалось в двухкомпонентной модели, в качестве одной из компонент системы рассматривались поры, у которых модуль Юнга и удельная электропроводность равнялись нулю. Были получены выражения для изменений электросопротивления и модуля упругости, вызванных распусканием сталей [15]:

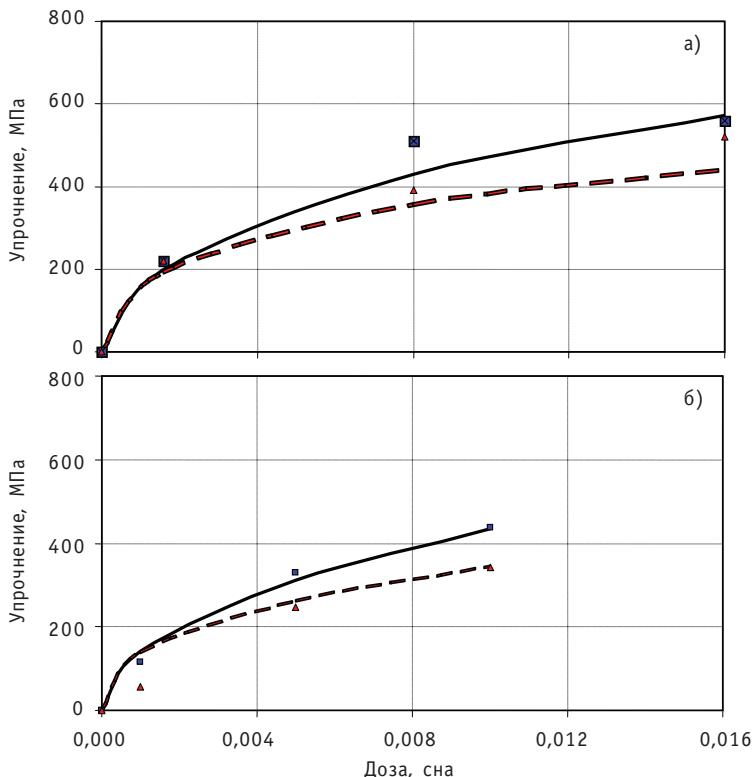


Рис. 11. Зависимость упрочнения сталей 03Х16Н15М3Т1 (а) и 03Х20Н16АГ6 (б), облученных и испытанных при температуре 77 К (без отжига и с промежуточным отжигом при комнатной температуре), от повреждающей дозы: ■ – без отогр. экспер.; — — – без отогр.; ▲ – с отогр. экспер.; - - - – с отогр.

$$\frac{\Delta R}{R_0} = \frac{5 \cdot S}{4 \cdot S + 6}, \quad (6)$$

$$\frac{\Delta E}{E_0} = \frac{1}{(1+S)^2} - 1, \quad (7)$$

где R_0 , E_0 – электросопротивление и модуль Юнга в необлученном состоянии; ΔR , ΔE – их изменения, вызванные распуханием; S – величина распухания.

Результаты проведенных экспериментальных измерений электросопротивления и модуля Юнга стали ЧС68 после облучения в реакторе БН-600 показали пригодность формул (6) и (7) для прогнозирования изменений электросопротивления и характеристик упругости (рис. 12).

При исследовании влияния распухания на прочность аустенитной стали установлено, что при больших распуханиях поры выстраиваются вдоль поверхностей, на которых реализуются условия разрушения (рис. 13). Для описания этого влияния за основу была взята переколяционная модель случайного выстраивания пор [16], которая была модернизирована учетом предпочтительного образования пор на некоторых структурных неоднородностях и влиянием напряжений, созданных в кристаллической матрице порами и другими дефектами. В результате для напряжения, при котором происходит разрушение, получено выражение

$$\sigma_f = (\sigma_B + \Delta\sigma_d - \sigma_v) \cdot (1 - (P/P_k)^{2/3}), \quad (8)$$

где σ_B – предел прочности матрицы исходного материала; $\Delta\sigma_d$ – упрочнение, обусловленное радиационными дефектами; σ_v – растягивающее напряжение, создан-

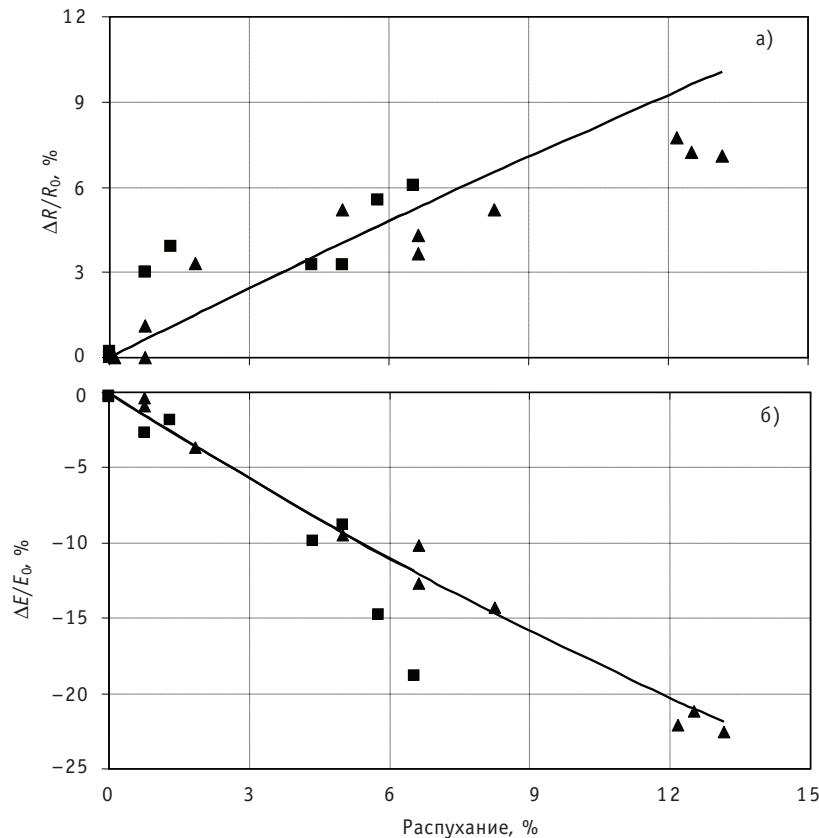


Рис. 12. Зависимость относительного изменения электросопротивления (а) и модуля Юнга (б) образцов из аустенитной стали ЧС68, облученной в реакторе БН-600, от распухания: ■ – твэл № 7 (эксперимент); ▲ – твэл № 109 (расчет); — — расчет

ное порами.

Сопоставление рассчитанных значений предела прочности с экспериментальными результатами показало, что характер зависимости прочности от распухания соответствует экспериментально наблюдаемому. Однако в образах, изготовленных из оболочек твэлов, расположенных при облучении в области центра активной зоны, измеренные значения несколько ниже рассчитанных.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследование радиационных дефектов, образующихся в аустенитных сталях при нейтронном облучении в широком диапазоне температур и доз нейтронного облучения, позволило с единых позиций описать их эволюцию при криогенном, низкотемпературном и среднетемпературном облучениях.

На основании экспериментальных данных с использованием разработанных моделей были определены

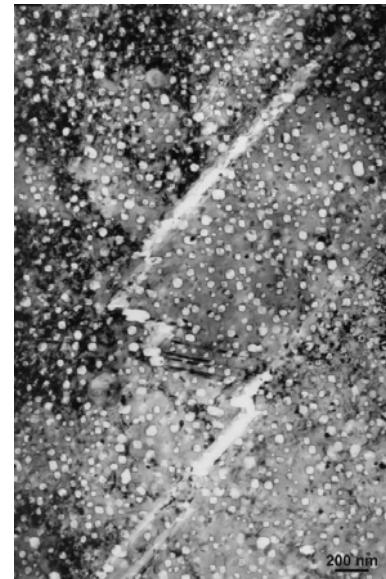


Рис. 13. Разрушение участка фольги по поверхности выстраивания пор в образце оболочки из стали ЧС68, облученном при температуре 450°C до повреждающей дозы 61 сна

- скорость генерации радиационных кластеров;
 - количество содержащихся в них дефектов при криогенном и низкотемпературном облучениях;
 - каскадная эффективность;
 - энергии миграции междуузлий и вакансий в аустенитных сталях;
 - энергии связи вакансий в кластерах;
 - температуры, при которых происходит диссоциация кластеров без их накопления в стали;
 - скорость поступления точечных дефектов в кристалл при среднетемпературном нейтронном облучении;
 - стационарные концентрации точечных дефектов при облучении на начальной стадии и на стадии стационарного распухания;
 - характеристики типов пор, отличающихся временем начала образования;
 - концентрации, средние размеры, удельная площадь поверхности пор и пористость;
 - пористость, при которой начинается стадия стационарного распухания.
- На основании результатов экспериментальных исследований и разработанных моделей влияния радиационных дефектов на физико-механические свойства были установлены
- дозовые зависимости изменения модуля Юнга и радиационного упрочнения аустенитных сталей при криогенном облучении, базирующиеся на характеристиках радиационных кластеров;
 - зависимости изменения электросопротивления и модулей упругости от распухания при высокодозном среднетемпературном облучении;
 - зависимость предела прочности от величины распухания и других характеристик радиационных пор, образовавшихся в аустенитных сталях при высокодозном среднетемпературном облучении.

Литература

1. Чудинов В.Г., Протасов В.И. Расчет характеристик теплового пика методом молекулярной динамики//Физика металлов и металловедение. – 1978. – Т. 46. – Вып. 6. – С. 1269–1278.
2. Жирифалько Л. Статистическая физика твердого тела. – М.: Мир, 1975. – 432 с.
3. Козлов А.В. Основные механизмы влияния структурных изменений, происходящих в аустенитной стали при низкотемпературном нейтронном облучении, на ее физико-механические свойства//ФММ. – 1996. – Т.81. Вып. 1. – С. 97–106.
4. Девятко Ю.Н., Плясов А.А., Рогожкин С.В. Эффективность генерации дефектов при каскадообразующем облучении//Известия РАН. Физическая серия. – 2006. – Т. 70. – № 8. – С. 1231–1234.
5. Kozlov A.V., Portnykh I.A., Skryabin L.A., Lapin S.S. Dimensional characteristics of displacement cascades in astatine steels under neutron irradiation at cryogenic temperature//Effect of Radiation on Materials: 20th International Symposium, ASTM STP 1405. 2001. P. 694–703.
6. Козлов А.В. Образование и эволюция радиационных дефектов в металлах под действием нейтронного облучения до малых доз при низких температурах//ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2007. Вып. 1(68–69). – С. 74–89.
7. Козлов А.В. Зависимость концентрации точечных дефектов в аустенитной стали ЧС-68 от скорости их генерации и температуры при нейтронном облучении//ФММ. – 2009. – Т.107. – № 6. – С. 574–581.
8. Козлов А.В., Глушкова Н.В., Портных И.А. Механизм влияния трансмутационного гелия, нарабатываемого в оболочках твэлов из аустенитной стали ЧС-68 при нейтронном облучении, на образование пор//Физика металлов и металловедение. – 2009. – Т. 108. – № 3. – С. 276–282.
9. Козлов А.В., Портных И.А. Связь скорости радиационного распухания с ростом и коалесценцией радиационных пор//ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2008. Вып. 2(71). – С. 3–13.

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

10. Kozlov A.V., Kirsanov V.V. Radiation defect formation and evolution C0.03Cr20Ni16Mn6 steel under low-temperature neutron irradiation and their effect on physical and mechanical properties of the steel//J. Nucl. Mater. – 1998. – V. 233-237. – P. 1062-1065.
11. Брюшкова С.В., Козлов А.В., Аверин С.А., Кинев Е.А., Портных И.А. Эволюция кратковременных механических свойств стали ЧС-68 при высокодозном нейтронном облучении//ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2004. – Вып. 2(63). – С. 241-253.
12. Лившиц Б.Г., Крапошин В.С., Линецкий Я.Л. Физические свойства металлов и сплавов. – М.: Металлургия, 1980. – 320 с.
13. Lee C., Shcei R.V. Dependence of Copper Elasticity Modulus on Point Defect Concentration Generated by Low Temperatures Irradiation//Electrochem. Soc. Extend. Abstr. 1. P. 252-254.
14. Тюменцева А.Н., Коротаев А.Д., Бугаев С.П. Закономерности структурно-фазовых превращений в металлических сплавах при высокодозной ионной имплантации. (Обзор)//Известия вузов. Физика. – 1994. – Т. 34. – № 5. – С. 59-71.
15. Ершова О.В., Козлов А.В., Щербаков Е.Н., Яговитин П.И., Евсеев М.В., Шихалев В.С. Связь изменений физико-механических свойств с распусканием аустенитной стали ЧС-68 при высокодозном нейтронном облучении//ФММ. – 2008. – Т. 106. – № 6. – С. 644-649.
16. Bradbant S.R., Hammersley J.M.//Proc. Camb. Soc. – 1957. – V. 53. – P. 629-643.

Поступила в редакцию 14.10.2010

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ И ЧЕХЛОВ ТВС РЕАКТОРА БН-600

**Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов,
А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Ф.Г. Решетников,
Ю.К. Бибилашвили, И.А. Шкабура, Ю.А. Иванов**
ОАО «ВНИИИНМ», г. Москва



Рассмотрено состояние разработки радиационно стойких конструкционных материалов оболочек твэлов и чехлов ТВС для повышения выгорания топлива в реакторах БН. Приведены данные по радиационной стойкости сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов в обоснование достижения повреждающих доз до 110–180 сна. Показано, что разработка радиационно стойких материалов проводится на основе реализации структурных факторов, влияющих на функциональные характеристики материалов.

Ключевые слова: аустенитная сталь, выгорание, конструкционный материал, мартенситно-ферритная сталь, оболочка твэла, формоизменение.

Key words: austenitic steel, burnup, structural material, martensitic-ferritic steel, fuel cladding, distortion.

ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с энергетической стратегией России и федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» предусматривается дальнейшее развитие быстрых натриевых реакторов в рамках разработки и создания новой технологической платформы ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом на основе реакторов четвертого поколения на быстрых нейтронах [1, 2].

Россия является мировым лидером в освоении технологий БР (быстрых реакторов). В течение 30-ти лет на БАЭС успешно работает единственный на сегодня в мире опытно-промышленный быстрый реактор БН-600 с натриевым теплоносителем мощностью 600 МВт(э) [3].

На основании этого уникального опыта строится прототипный быстрый реактор БН-800 мощностью 880 МВт(э) с плановым пуском в 2014 г. и проектируется коммерческий быстрый реактор БН-1200 мощностью 1200 МВт(э) [4].

Успешная работа и развитие быстрых реакторов определяются в значительной степени функциональными характеристиками конструкционных материалов при высоких повреждающих дозах. Наиболее важными характеристиками являются

© Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский,
М.В. Леонтьева-Смирнова, Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили, И.А. Шкабура,
Ю.А. Иванов, 2011

распухание, ползучесть, определяющие формоизменение изделия, и деградация механических свойств после облучения.

СТАЛИ ДЛЯ ЧЕХЛОВ ТВС

Анализ эксплуатации ТВС в реакторе БН-350 с чехлом из аустенитной стали 08Х16Н11М3 в МТО-состоянии и последующие первичные исследования показали, что уже при умеренных выгораниях и небольших повреждающих дозах (до 50 сна) происходит увеличение размера шестигранника «под ключ», превышающее зазоры между сборками, что ограничивает выгорание топлива в пределах 5–7%.

В результате предварительных исследований применительно к материалам для чехлов ТВС наметились два основных направления [5]:

- разработка и исследование аустенитных сталей с рациональным легированием их элементами Ti, Si, В, Р, Mo, Nb в сочетании с холоднодеформированной на 20% обработкой (08Х16Н11М3Т, ЭП172, ЭИ448) – испытаны до 70 сна;
- разработка и исследование высокопрочных хромистых сталей (9–13% хрома) с высоким сопротивлением распуханию и радиационной ползучести (ЭП450, 05Х12Н2М, ЭП823) – испытаны до 60–108 сна.

Кардинальное решение проблемы малого формоизменения чехлов ТВС было найдено при разработке сталей ферритно-мартенситного класса. Представительные послереакторные исследования показали, что сталь ЭП450 (табл. 1) обеспечивает малое формоизменение чехлов ТВС: уровень деформации по всей длине шестигранной трубы находится в пределах 1% и слабо зависит от повреждающей дозы, по крайней мере, до 100 сна [6]. Модуль радиационной ползучести для стали ЭП450 не более $0,4 \times 10^{-6}$ (МПа·смеш./ат) $^{-1}$, распухание при повреждающей дозе 160 сна не превышает 0,4% [7]. Механические свойства после облучения не лимитируют использование стали ЭП450 в качестве материала чехлов ТВС реактора БН-600 [6–7].

Результаты исследований и опыт эксплуатации в реакторах БОР-60, БН-350 и БН-600, а также консервативные прогнозные оценки с учетом разброса данных, проведенные на БАЭС, показали, что характеристики распухания и радиационной ползучести стали ЭП450 позволяют достичь повреждающих доз порядка 140 сна и выгораний топлива порядка 19% т.а. в реакторе БН-600 и 15% т.а. в реакторе БН-800.

Сталь ЭП450 принята в качестве материала чехлов ТВС коммерческого реактора БН-1200 [8].

СТАЛИ ДЛЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

Аустенитные хромоникелевые стали

К началу работ над техническими проектами активных зон первых отечественных реакторов в промышленности была широко освоена только аустенитная хромоникелевая сталь 12Х18Н9Т. Для твэлов первого промышленного реактора БН-350 была разработана более жаропрочная коррозионно-стойкая аустенитная хромоникелевая сталь ЭИ847, в которой было изменено соотношение Cr/Ni (16:15 вместо 18:9) и введен карбидообразующий элемент ниобий. В дальнейшем была разработана модификация стали ЭИ847 – сталь ЭП172 (введен бор в количестве 0,003 – 0,008 масс.%) [5,9]. На основе стали ЭИ847 разработана еще одна сталь – ЧС68, легированная, помимо бора, кремнием и титаном [9, 14]. Новая сталь ЭК164 имеет более высокое содержание никеля и комплексно легирована титаном, ниобием, ванадием, бором, фосфором и церием (табл. 2) [10].

В Японии с целью достижения повреждающих доз 100–115 сна. разработана сталь РНС 1520, в которой также повышенено ~ до 20% масс. содержание никеля,

Таблица 1

Химический состав ферритно-мартенситных нержавеющих сталей [7]

Сталь	Содержание элементов, % масс.											
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb	V	B	W	Ti	Ta
ЭП450	0.10–0.15	<0.6	<0.6	12.0–14.0	<0.3	1.2–2.8	0.25–0.55	0.1–0.3	0.010 Расчет	–	–	–
ЭК181	0.10–0.20	0.3–0.5	0.5–0.8	10.0–12.0	<0.1	<0.01	0.2–1.0	0.003–0.006	1.0–2.0	0.03–0.3	0.05–0.2	–
ЧС139	0.18–0.20	0.2–0.3	0.5–0.8	11.0–12.5	0.5–0.8	0.4–0.6	0.2–0.3 0.3	0.003–0.006	1.0–1.5	0.03–0.3	0.010–0.025	–

Таблица 2

Химический состав austenитных нержавеющих сталей [7]

Сталь	Содержание элементов, % масс.												
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb	Ti	V	B	P	Сe	
ЭМ847	0.04–0.06	0.4	0.4–0.8	15.0–16.0	15.0–16.0	2.7–3.2	0.9	–	–	–	0.02	–	
ЭП172	0.04–0.07	0.6	0.5–0.9	15.0–16.5	14.5–16.0	2.5–3.0	0.35–0.90	–	–	0.003–0.008	0.02	–	
ЭП172У	0.04–0.07	0.3–0.6	0.5–0.9	15.0–16.5	14.5–16.0	2.5–3.0	0.35–0.90	–	–	0.003–0.008	0.02	0.15 Расчет	
ЧС68	0.05–0.08	0.3–0.6	1.3–2.0	15.5–17.0	14.0–15.5	1.9–2.5	–	0.2–0.5	0.1–0.3	0.002–0.005	0.02	–	
ЭК164	0.05–0.09	0.3–0.6	1.5–2.0	15.0–16.5	18.0–19.5	2.0–2.5	0.1–0.4	0.25–0.45	0.15 Расчет	0.001–0.005	0.010–0.025	0.15 Расчет	

использовано легирование двумя карбидообразующими элементами (Ti + Nb), а также бором и фосфором [11]. В рамках Европейской программы для аналогичных целей разработана сталь 16-25Ti.Nb.V, в которой содержание никеля повышенено до 25% масс., мультистабилизированных титаном, ниобием и ванадием [11]. Мировой опыт показывает, что аустенитные стали обеспечивают работоспособность твэлов до повреждающих доз 110–120 сна [11].

Исследования, проведенные на оболочечных трубах из аустенитных хромоникелевых сталей ЭИ847, ЭП172 и ЧС68 (табл. 1) в холоднодеформированном состоянии как до облучения, так и на облученных оболочках твэлов в реакторе БН-600 до повреждающих доз 84–87 сна, показали [10, 12, 13], что основными факторами, сдерживающими распускание, являются

- повышение стабильности твердого раствора, фазовой стабильности выделяющихся частиц МС и стабильности дислокационной структуры;
- увеличение содержания бора в твердом растворе;
- холодная деформация на 20 – 25%, формирующая исходную ячеистую структуру с плотностью дислокаций $r = 10^{15} \text{ м}^{-2}$ и наличием микродвойников деформации.

Это позволило определить приоритетные направления разработок аустенитных сталей с низким распусканием и приемлемыми механическими свойствами при дозах 90–110 сна с точки зрения структурно-фазовой стабильности, а именно:

- повышение стабильности карбидов МС под облучением до более высоких доз, что приводит к задержке выделения радиационно-индуцированной G-фазы и, как следствие, сдвигает инкубационный период распускания к более высоким дозам;
- формирование в структуре в процессе облучения новых дисперсных фаз, обладающих более высокой фазовой стабильностью по сравнению с карбидами МС, например, фосфидов M_2P ;
- формирование в материале оболочек в процессе облучения такой дислокационной структуры, которая способна трансформироваться с образованием дислокационных петель с дефектом упаковки в широком диапазоне температур и нейтронных доз.

Разработка радиационно стойких сталей ведется с учетом следующих структурных факторов, контролирующих распускание [12]:

- твердорасторвенный фактор, определяемый концентрацией в твердом растворе матрицы легирующих (прежде всего, Ni) и примесных элементов (C, Nb, Ti, B, Si, РЗМ и др.), которые формируют комплексы «точечный дефект-примесь» с измененными характеристиками диффузии;
- фактор фазовой нестабильности, проявляющийся в образовании частиц выделений, природа, состав, объемная доля, морфология и локализация которых во многом определяют процесс зарождения и роста пор;
- дислокационный фактор, когда холодная деформация (15–25%) увеличивает плотность дислокационных стоков точечных дефектов и позволяет существенно задержать начало интенсивного образования пор.

Данные послереакторных исследований показали, что реализация подхода, основанного на использовании указанных факторов, позволила существенно снизить распускание отечественных аустенитных хромоникелевых сталей [12, 13].

Сталь ЧС68. На сегодня достижение выгорания топлива 11,2% т.а. и повреждающей дозы 82 сна в активной зоне 01M2 реактора БН-600 надежно обеспечено применением материалов оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д. и чехла из стали ЭП450 [7]. Эти же материалы приняты для оболочек твэлов первой загрузки (сталь ЧС68 х.д.) и чехлов ТВС (сталь ЭП450) строящегося реактора БН-800.

Анализ данных по распуханию стали ЧС68 х.д. за период эксплуатации с 1987 г. по настоящее время показал, что можно выделить две группы результатов профилометрии оболочек твэлов на разных стадиях промышленного освоения, полученные на экспериментальных и штатных ТВС, отличающиеся между собой примерно в 1,5 раза [9]. На основании исследований для улучшения качества труб в существующую технологию изготовления ОАО «МСЗ» решено ввести высокотемпературный диффузионный отжиг, а также оптимизировать режим аустенизирующего отжига на промежуточных и подготовительных размерах, применить короткооправочное волочение [12]. Это приведет к повышению длительной прочности в дореакторных условиях и уменьшению примерно в 1,5 раза величины формоизменения оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д. [12, 13].

В настоящее время проводятся дальнейшие работы по усовершенствованию металлургической технологии, химического состава стали ЧС68 в части оптимизации содержания Si и В, а также структуры и свойств оболочек за счет применения режимов скоростного нагрева при изготовлении особотонкостенных труб.

На реакторе БН-600 с использованием реперных и штатных ТВС продолжается обоснование работоспособности стали ЧС68 х.д. до повреждающей дозы 92 сна.

Сталь ЭК164. Для достижения повреждающих доз не менее 110 сна разработана сталь ЭК164, которая является реализацией ресурса хромоникелевых сталей аустенитного класса на базовой основе 16Cr-15Ni с точки зрения повышения их структурно-фазовой и радиационной стабильности для поэтапного повышения выгорания топлива до ~ 15% т.а. в реакторе БН-600.

При разработке стали ЭК164 реализованы структурные подходы повышения радиационной стойкости известных отечественных и зарубежных оболочечных материалов аустенитного класса (стали ЭИ847, ЭП172, ЧС68, AISI 316M, 15-15Ti, DIN 1.4970, 16-25Ti.Nb.V, PNC 1520), при этом использованы одновременно несколько способов [7, 11]:

- повышение содержания никеля до 19,5%;
- комплексное легирование тремя карбиообразующими элементами (Ti, Nb, V) в количестве, превышающем необходимое для образования карбидов МС;
- легирование горофильтральными элементами (бором, фосфором, редко-земельными металлами), причем содержание фосфора должно обеспечивать выделение в стали в процессе эксплуатации фосфидов M_2P ;
- повышение и регламентация содержания кремния (0,3 – 0,6 % масс.);
- двойной вакуумный переплав (ВИ+ВДП), обеспечивающий низкое содержание примесей, и охлаждение гелием слитков при кристаллизации после ВДП;
- гомогенизация слитка (высокотемпературная термообработка при 1200°C в течение 8 ч – ВТТО) с последующей ковкой на размер трубной заготовки;
- создание холоднодеформированного состояния на готовом размере холодной прокаткой труб (ХПТР) или короткооправочным волочением (КОВ).

Прототипом стали ЭК164-ИД является сталь ЭП172, имеющая большой объем испытаний (~ 80 ТВС) в реакторе БН-600, причем на пять ТВС без разгерметизации достигнуты повреждающие дозы 84–87 сна, что соответствует выгораниям топлива 11,0–11,6 % т.а. [13].

За основу была принята усовершенствованная технология выплавки стали ЭП172, включающая в себя охлаждение гелием слитков вакуумно-дугового переплава при кристаллизации и дальнейшую высокотемпературную термическую обработку (ВТТО) на слитке. Это приводит к повышению однородности структуры, более равномерному распределению бора (рис. 1), увеличению его содержания в твердом растворе с 18 до 46 ppm [14, 15]. Увеличение содержания бора в твер-

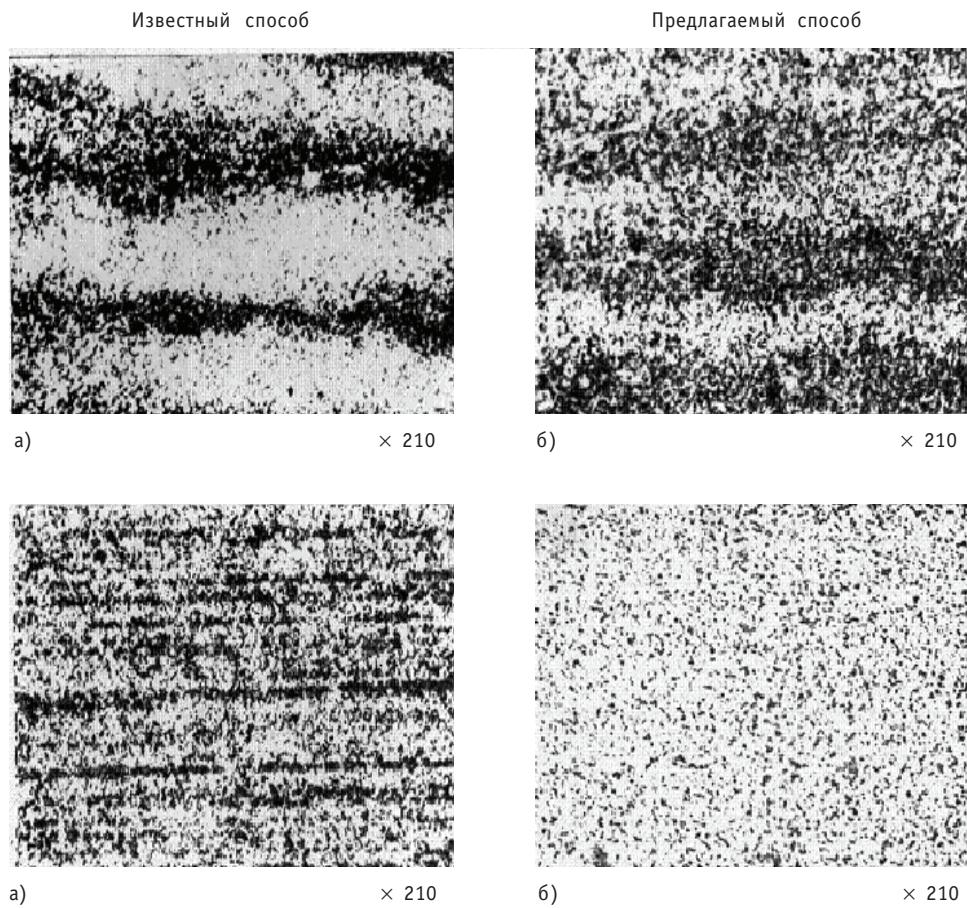


Рис. 1. Распределение бора в структуре стали ЭП172: в передельной трубе 89×8 мм (а) и готовой трубе 6,9×0,4 мм (б) по стандартной технологии (известный способ); в передельной трубе 89×8 мм (а) и готовой трубе 6,9×0,4 мм (б) по усовершенствованной технологии (предлагаемый способ)

дом растворе приводит к повышению структурно-фазовой стабильности, длительной прочности, а также снижению распухания и повышению деформационной способности после облучения в реакторе БН-350 повреждающей дозой 60 сна (рис. 2) [15].

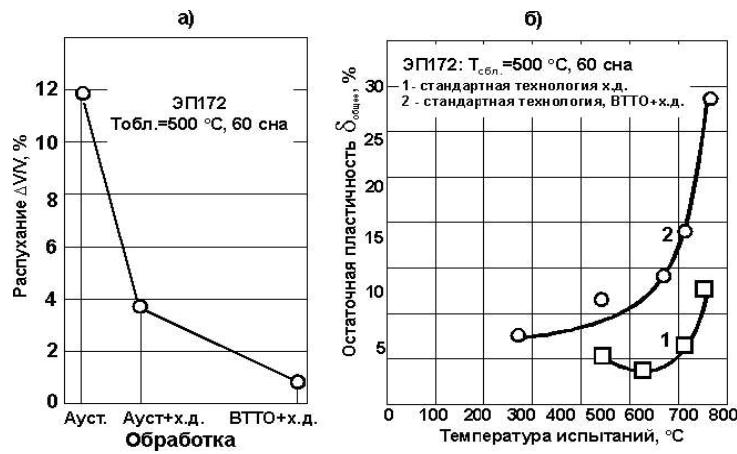


Рис. 2. Влияние высокотемпературной обработки (BTTO) на распухание (а) и величину остаточной пластичности (б) стали ЭП172, полученной по стандартной технологии [9]

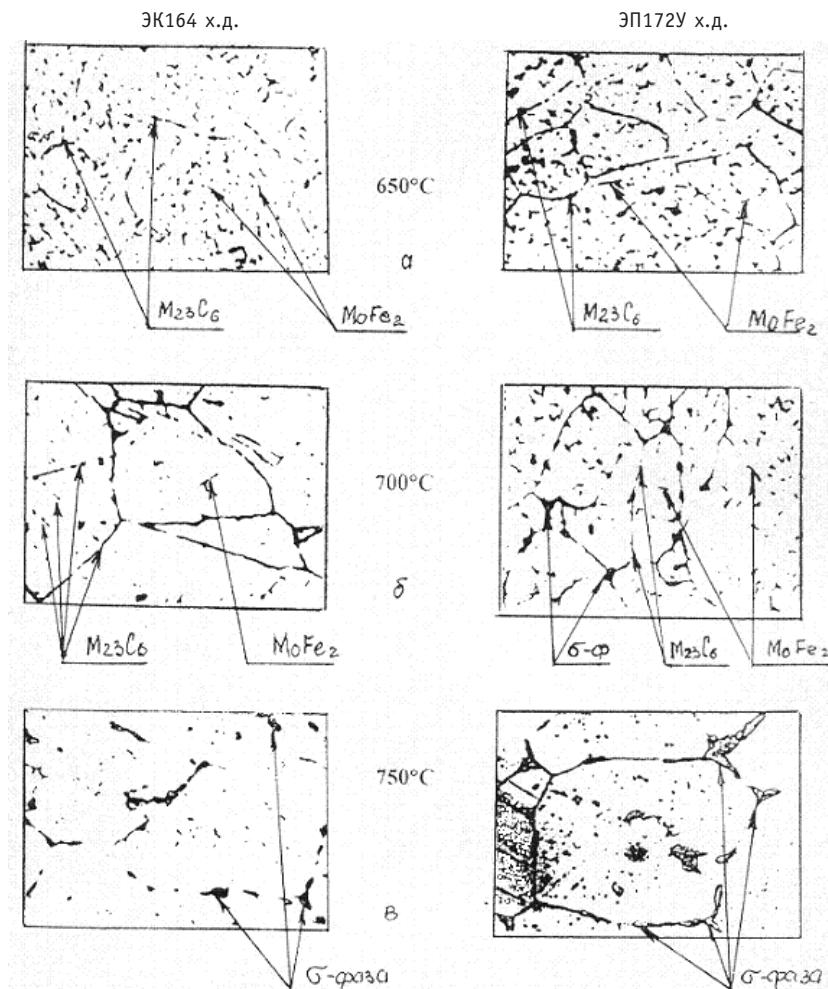


Рис. 3. Микроструктура оболочечных труб из сталей ЭК164 и ЭП172У в холоднодеформированном состоянии после старения в интервале температур 650–750°C в течение 20000ч ($\times 2000$)

Исследования структурно-фазовой стабильности при изотермическом старении особотонкостенных труб из стали ЭК164 х.д. в сравнении с прототипом (ЭП172У х.д.) показали, что сталь ЭК164 отличается большей фазовой стабильностью (рис. 3, табл. 3) [16] и стабильностью дислокационной структуры на временной базе от 25 до 20 000 ч в интервале температур 650–750°C (табл. 4) [16].

Таблица 3

**Объемная доля выделившихся фаз
при старении сталей ЭК164 х.д. и ЭП172У х.д.
в течение 20000 часов при температурах 650–750°C
[16]**

Материал	Объемная доля выделившихся фаз, %					
	650°C		700°C		750°C	
	M ₂₃ C ₆	σ-фаза	M ₂₃ C ₆	σ-фаза	M ₂₃ C ₆	σ-фаза
ЭК164 х.д.	3,4	–	3,5	0,4	3,4	0,8
ЭП172У х.д.	6,1	–	9,1	1,8	4,8	1,4

Таблица 4

**Размер дислокационных ячеек
в сталях ЭК164 х.д. и ЭП172У х.д. при старении в
течение 20000 ч при температурах 650–750°С [16]**

Режим старения	Размер ячеек, нм	
	ЭК164 х.д.	ЭП172У х.д.
Исходное	200	300
650°С, 25 ч	230	250
750°С, 13000 ч	700	1500
650°С, 20000 ч	800	Ячейки не наблюдаются
700°С, 20000 ч	880	Ячейки не наблюдаются

В стали ЭК164 х.д. так же, как в стали ЭП172У х.д., выделяются избыточные фазы МС, $M_{23}C_6$, Fe_2Mo , σ -фаза, но количество выделившихся фаз (как внутризеренных частиц фазы Лавеса Fe_2Mo , так и карбидов $M_{23}C_6$, выделившихся на границах зерен и микродвойниках, а также σ -фазы) в стали ЭК164 существенно меньше (рис. 3) [16].

Качественным отличием фазового состава стали ЭК164 х.д. от стали ЭП172У х.д. является выделение при старении мелкодисперсных фосфидов M_2P .

Кратковременные механические свойства в интервале температур 20–700°С и характеристики ползучести, длительной прочности оболочечных труб из сталей ЭК164 и ЭП172У в х.д. состоянии в интервале температур 600–700°С достаточно близки между собой [10].

Оценка свариваемости особотонкостенных труб из стали ЭК164 х.д. по результатам первичных исследований и на реальных герметизирующих соединениях показала, что сопротивляемость трещинообразованию этой стали находится на уровне применяемых сталей ЧС68 х.д. и ЭП172 х.д.

Имитационные эксперименты по облучению ионами хрома до повреждающих доз 140 сна холоднодеформированных на 20% особотонкостенных труб из стали ЭК164 показали, что она имеет большее сопротивление распуханию, чем сталь ЭП172У х.д. [10,16], при этом

- величина распухания при повреждающей дозе 140 сна и температуре максимального распухания составляет 5% для стали ЭК164 х.д. и 18 % – ЭП172У х.д., что ~ в четыре раза меньше, чем у стали ЭП172У х.д. (рис. 4) соответственно;
- инкубационный период распухания (величина повреждающей дозы, при ко-

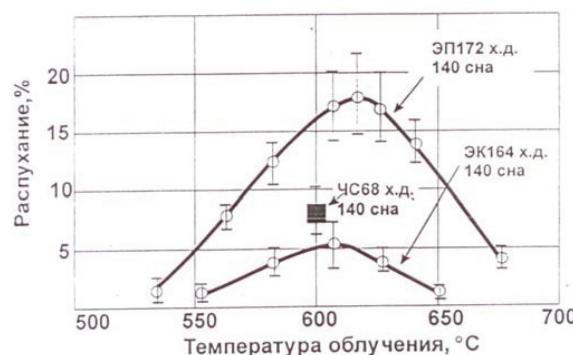


Рис. 4. Температурная зависимость распухания оболочечных труб в х.д. состоянии из сталей ЭК164, ЭП172У [10], ЧС68 при облучении ионами хрома

торой значения объемного распухания не превышают значения 0,1%) на стали ЭК164 х.д. [10,16] на 40 сна больше, чем для стали ЭП172 У х.д. (рис. 5);

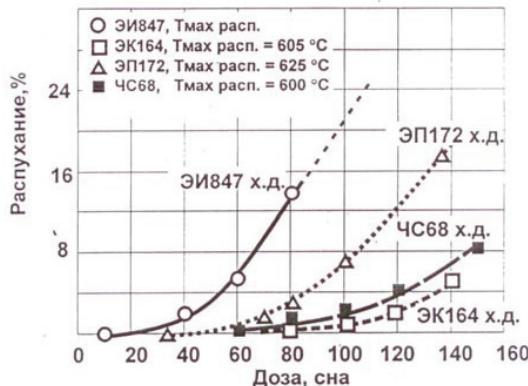


Рис. 5. Зависимости распухания от повреждающей дозы оболочечных труб в х.д. состоянии из сталей ЭИ847, ЭП172, ЧС68, ЭК164 при облучении ионами хрома при температуре максимального распухания

- стабильность дислокационной структуры, образующейся в процессе облучения (дефектные петли → совершенные петли → дислокационная сетка), в стали ЭК164 х.д. выше, чем в стали ЭП172У х.д.; эволюция дислокационной структуры в стали ЭК164 х.д. наблюдается при больших повреждающих дозах, при этом дефектные петли Франка наблюдаются практически при всех повреждающих дозах [10];
- выделения G -фазы и связанное с ней порообразование, в стали ЭК164 х.д. наблюдаются начиная с повреждающей дозы 75 сна, в то время как в стали ЭП172У х.д. с 40 сна [10].

Для дальнейшего улучшения служебных характеристик стали ЭК164 на ОАО «МСЗ» проводится работа по усовершенствованию технологии изготовления оболочечных труб:

- введены дополнительные отжиги (на гильзе и высокотемпературный диффузионный отжиг на трубе промежуточного размера);
- повышенена температура аустенитации на промежуточных и подготовленных размерах;
- использован метод короткооправочного волочения для создания холодно-деформированного состояния на готовом размере.

В настоящее время проводятся комплексные сравнительные исследования влияния усовершенствования трубной технологии ОАО «МСЗ» на структурно-фазовую стабильность при длительном изотермическом старении в интервале температур 600–750°C, длительную прочность и ползучесть при одноосном и двухосном нагружениях и другие характеристики оболочечных труб из стали ЭК164 х.д.

С целью экспериментального обоснования работоспособности стали ЭК164 х.д. в соответствии с «Решением об организации работ по изготовлению ТВС с оболочкой твэлов из стали ЭК164 х.д. и опытной эксплуатации в активной зоне реактора БН-600» изготовлены и испытываются восемь опытных ТВС. Объем и состояние облучения опытных ТВС с оболочками твэлов из стали ЭК164 х.д. в реакторе БН-600 приведены в табл. 5.

Из восьми ОТВС две комбинированные с оболочками твэлов из стали ЭК164 х.д., изготовленными по штатной трубной технологии (ПНТЗ – ХПТР), и оболочками из стали ЧС68 х.д. штатного исполнения (усовершенствованная технология МСЗ) облучены без замечаний на штатные параметры зоны 01М2 реактора БН-600 максимальной повреждающей дозой 77 сна, максимальное выгорание 10,7 % т.а.

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

По данным, полученным в «горячей» камере Белоярской АЭС, первичных постлереакторных исследований комбинированной опытной ТВС № 3417550606 с оболочками твэлов из сталей ЧС68 х.д. и ЭК164 х.д., облученной в зоне малого обогащения повреждающей дозой 77 сна, формоизменение твэлов с оболочками ЭК164 х.д. в 1,5–2 раза меньше, чем у стали ЧС68 х.д. (рис. 6), при этом (по данным разрушающих материаловедческих исследований в ИРМ) величина остаточной пластичности как на кольцевых, так и на трубчатых образцах выше.

Шесть ОТВС из восьми с полным пучком твэлов с оболочками из стали ЭК164 х.д., изготовленными по усовершенствованной трубной технологии (МС3 – гелий, ВТТО, отжиг сверленой гильзы, Д0, повышение температуры аустенитации на промежуточных и предготовленных размерах, КОВ), облучены без замечаний на штатные параметры (четыре микрокампании), две из них в течение пяти микрокампаний до максимальной повреждающей дозы 94 сна, одна продолжает облучаться в пятой микрокампании (табл. 5).

Таблица 5

Объем и состояние облучения опытных ТВС с оболочками твэлов из стали ЭК164-ИД х.д. в реакторе БН-600 (январь 2011 г., окончена 59 МКК)

Обозначение ТВС	Начало облучения	Номер ОТВС	Зона облучения	Достигнутые параметры облучения			Примечание
				Время облучения (МКК), эфф. сут.	Повреждающая доза, сна	Выгорание, % т.а.	
Комби ЧС68 х.д. +ЭК164 х.д. (ПНТ3)	2006	3417 5506 06	3МО	4 МКК, 569	77	9,1	Облучение закончено, исследование
		3526 5507 06	3БО	4 МКК, 569	74	10,7	
3-и полностью ЭК164 х.д. (МС3)	Весна 2008 г.	3717 5711 06	3МО	4 МКК, 563	84,0	9,6	Облучение закончено, подготовка к исследованию
		3821 5713 06	3СО	5 МКК, 688	94,0	12,0	Облучение закончено, ВРХ
		3926 5715 06	3БО	5 МКК, 688	84,4	11,9	Облучение закончено, ВРХ
3-и полностью ЭК164 х.д. (МС3)	Осень 2008 г.	3717 5712 06	3МО	4 МКК, 565	82,1	9,7	Облучение закончено, ВРХ
		3821 5714 06	3СО	4 МКК, 565	79,1	10,4	Облучение закончено, ВРХ
		3926 5716 06	3БО	4 МКК, 565	74,9	10,7	Продолжается облучение в пятой МКК (60-ая МКК)

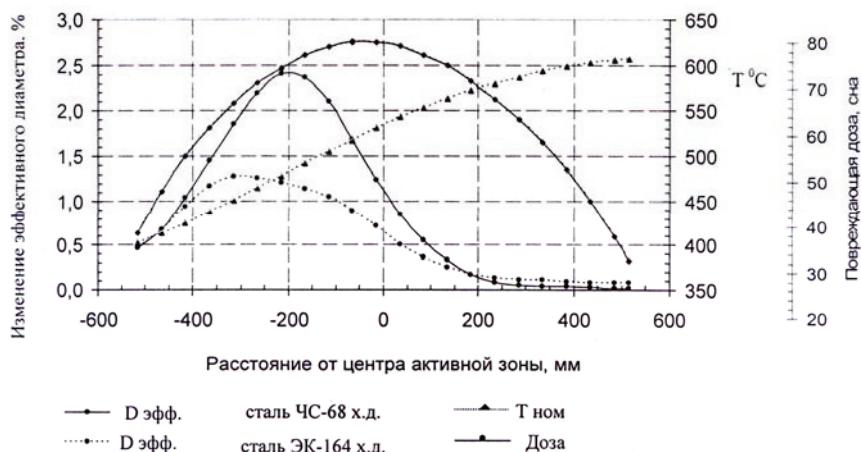


Рис. 6. Изменение эффективного диаметра, повреждающей дозы и номинальной температуры оболочек твэлов ОТВС № 3417550606

В 2012 г. планируется получить данные по распусанию оболочек твэлов из стали ЭК164 х.д. производства ОАО «МСЗ» (усовершенствованная технология) при повреждающих дозах 95 сна.

Работы по экспериментальному обоснованию работоспособности стали ЭК164 х.д. до повреждающих доз не менее 110 сна (выгорание 15% т.а.) в реакторе БН-600 продолжаются.

Для достижения более высоких выгораний аустенитные стали могут оказаться непригодными из-за их распускания при более высоких повреждающих дозах. Поэтому активно проводятся исследования в обоснование применения в качестве материала оболочки твэла практически «нераспускающихся» 12 %-ных хромистых сталей.

Ферритно-мартенситные 12%-ные хромистые стали

Преимуществом 12%-ных хромистых сталей является более высокое по сравнению со сталью аустенитного класса сопротивление распусанию, высокотемпературному охрупчиванию и радиационной ползучести. Недостатком этих сталей, по сравнению с аустенитными, является более низкая жаропрочность, склонность к НТРО и недостаточная коррозионная стойкость при длительном хранении в воде бассейнов выдержки. Результаты систематических послереакторных исследований оболочек твэлов из стали ЭП450, облученных в реакторах БОР-60, БН-350 и БН-600, демонстрируют относительную стабильность структуры стали и высокую стойкость к вакансационному распусанию вплоть до повреждающей дозы 160 сна.

Основным фактором, ограничивающим применение стали ЭП450 в качестве оболочек твэлов реакторов БН, является ее недостаточно высокая жаропрочность. Для исключения повреждений твэлов, связанных с низкой жаропрочностью и внутривэльными коррозионными процессами, максимальная начальная температура облучения должна быть ограничена значением 650°C.

В качестве материала оболочки, обеспечивающей работу твэла до доз ~140 сна, рассматриваются жаропрочные комплексно-легированные 12%-ные хромистые стали ЭК181 (16Х12В2ФТаР) и ЧС139 (20Х12НМВБФАР) [7, 9], прошедшие освоение в металлургической промышленности; начато производство из них особотонкостенных труб. Эти стали отличаются от ЭП450, прежде всего, дополнительным легированием углеродом, азотом, вольфрамом, tantalом и некоторым снижением содержания хрома (табл. 1). Такое легирование обеспечивает стабильность уп-

рочняющих фаз, устойчивость к рекристаллизационным процессам и повышает характеристики жаропрочности по сравнению со сталью ЭП450 [7, 9].

Полученные к настоящему времени результаты показывают перспективность применения жаропрочных сталей типа ЭК181 и ЧС139 в качестве материала оболочки твэлов реакторов БН. Для экспериментального обоснования в реакторе БН-600 с весны 2010 г. испытываются две материаловедческие ТВС с образцами из сталей ЭК181 и ЧС139 до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна, а в реакторе БОР-60 планируется, начиная с 2010 г., облучение одной ТВС с оболочками твэлов.

Для обеспечения достижения повреждающей дозы ~180 сна во ВНИИНМ разрабатываются с использованием методов порошковой металлургии дисперсно-упрочненные оксидами 12%-ные хромистые стали (ДУО-стали) [9]. Необходимое повышение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами оксидов иттрия и титана. Значительный объем работ в настоящее время направлен на отработку технологии изготовления (порошковая металлургия и трубное производство) и комплексные дореакторные исследования твэльных труб из ДУО-сталей ферритного (на основе ЭП450) и мартенситного (на основе стали ЭК181) классов и их сварных соединений. Материалы этого класса в настоящее время испытываются в реакторе БН-600 в составе двух материаловедческих ТВС до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Увеличение глубины выгорания топлива в реакторах БН сдерживается распуханием оболочек твэлов из аустенитных хромоникелевых сталей при высоких повреждающих дозах. Показано, что при использовании структурных факторов, контролирующих величину распухания, возможно повышение служебных характеристик штатной стали ЧС68 х.д. и создание новых радиационно стойких сталей – ЭК164 х.д. Формоизменение твэлов с оболочками ЭК164 х.д. примерно в два раза меньше, а величина остаточной пластичности как на кольцевых, так и на трубчатых образцах выше, чем у твэлов из стали ЧС68 х.д., облученных в составе одной ОТВС повреждающей дозой 77 сна.

В настоящее время с использованием опытных, реперных и штатных ТВС проводятся работы по обоснованию работоспособности оболочечных сталей аустенитного класса: сталь ЧС68 до повреждающей дозы 92 сна, сталь ЭК164 до 110 сна.

2. Повышение работоспособности оболочек твэлов быстрых реакторов до доз ~140 сна решается путем применения новых 12%-ных хромистых мартенситных сталей типа ЭК181 и ЧС139. Для экспериментальной проверки их использования планируется проведение на реакторе БОР-60 облучения одной ТВС с оболочками твэлов, с весны 2010 г. в реакторе БН-600 начато облучение двух материаловедческих сборок с образцами из сталей ЭК181 и ЧС139 до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

3. С целью обеспечения работоспособности оболочек твэлов реакторов БН до повреждающих доз ~ 180 сна разрабатываются жаропрочные хромистые ДУО-стали. Проводятся отработка технологии изготовления и комплексные дореакторные исследования твэльных труб из ДУО-сталей ферритного (на основе ЭП450) и мартенситного (на основе ЭК181) классов и их сварных соединений. Испытание материалов этого класса в реакторе БН-600 начато весной 2010 г. в составе двух материаловедческих сборок до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

4. Представительные реакторные испытания и послереакторные исследования показали, что ферритно-мартенситная сталь ЭП450 обеспечивает малое формоизменение чехлов ТВС и тем самым открывает возможность достижения существенно более высоких выгораний топлива. Сталь ЭП450 рассматривается в качестве

материала чехлов ТВС коммерческого реактора БН-1200, и есть все основания полагать, что чехлы ТВС из этой стали не будут лимитировать достижение глубины выгорания топлива 18% т.а. и повреждающей дозы 180 сна.

Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI в. – ФГУП «ЦНИИатоминформ», 2001.
2. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.».
3. Сараев О.М., Ошканов Н.Н., Зродников А.В. и др. Опыт эксплуатации и перспективы дальнейшего развития быстрых натриевых реакторов // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 191–197.
4. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201–206.
5. Решетников Ф.Г., Митенков Ф.М., Троянов М.Ф. Состояние и перспективы разработки радиационно стойких конструкционных материалов для активных зон быстрых реакторов в СССР/ Тр. Международной конференции по радиационному материаловедению (Алушта, 1990). Т.1. – С. 15–23.
6. Карпенко А.И., Козманов Е.А., Огородов А.Н., Ошканов Н.Н. Эксплуатационные свойства элементов реактора БН-600, изготовленных из стали ЭП450 // ВАНТ. – 2005. – Вып. 1(64). – С. 281–285.
7. Целищев А.В., Агеев В.С., Буданов Ю.П. и др. Развитие конструкционных сталей для активной зоны реакторов БН на основе результатов послереакторных исследований/ Доклад на III Международной конференции «Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах. Инновационные технологии и материалы» (11–12 ноября 2009 г., г. Москва).
8. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Васильев Б.А. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого реактора // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 206–211.
9. Целищев А.В., Агеев В.С., Буданов Ю.П. и др. Разработка конструкционной стали для твэлов и ТВС быстрых натриевых реакторов // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 217–222.
10. Митрофанова Н.М., Боголепов М.Г., Бибилашвили Ю.К. и др. Разработка новой радиационно стойкой стали аустенитного класса ЭК164, комплексно-легированной титаном, ниобием и ванадием, для оболочек твэлов реакторов типа БН // ВАНТ. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1997. – Вып. 1(65), 2(66). – С. 128–143.
11. Maziasz P.J. Radiation-induced phase formation and stability in neutron-irradiated steels/ Materials for nuclear reactor core applications. – London: BNES, 1987. – p. 61–71.
12. Целищев А.В., Митрофанова Н.М., Агеев В.С. и др. Развитие и применение микроструктурного подхода для создания радиационно-стойких сталей аустенитного класса // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2006. – Вып. 1(66). – С. 304–312.
13. Ошканов Н.Н., Чуев В.В., Повстянко А.В. и др. Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60/ Доклад на III Международной конференции «Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах. Инновационные технологии и материалы» (11–12 ноября 2009 г., г. Москва).
14. Агеев В.С., Митрофанова Н.М., Боголепов М.Г. и др. Микролегирование аустенитной стали 0Х16Н15М3Б бором с целью повышения ее радиационной стойкости/ Доклад на Международной конференции по радиационному материаловедению (Алушта, 1990).
15. Ageev V.S. Mitrofanova N.M. et al. Boron microalloying of austenitic stainless steel for improved radiation resistance // Nuclear Energy. – 1992. – 31. – № 4. – P. 287–294.
16. Митрофанова Н.М., Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К. и др. Состояние разработки и перспектива использования комплексно-легированной стали 07Х16Н19М2Г2БТФР (ЭК164) для оболочек твэлов активной зоны реакторов БН // ВАНТ. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1998. – Вып. 1(67), 2(68). – С. 95.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ИЗМЕНЕНИЕ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СТАЛЕЙ ЭК164 И ЧС68 ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600 В ТЕЧЕНИЕ ЧЕТЫРЕХ МИКРОКОМПАНИЙ

**А.М. Мосин*, М.В. Евсеев*, И.А. Портных*, Е.Н. Щербаков*,
В.С. Шихалев*, Н.М. Митрофанова**, А.В. Козлов***

*Открытое акционерное общество «Институт реакторных материалов»,
г. Заречный,

**ОАО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», г. Москва



Приведены результаты исследований оболочек твэлов аустенитных сталей ЧС68 и ЭК164 после эксплуатации в реакторе БН-600. Определены изменение диаметров, распухание, механические свойства, электросопротивление, модуль Юнга материалов оболочек по длине твэлов.

Ключевые слова: аустенитная сталь, доза облучения, распухание, механические испытания, удельное электросопротивление, модуль Юнга.

Key words: austenitic steel, irradiation dose, swelling, mechanical tests, specific resistivity, Young modulus.

В настоящее время актуальной задачей является достижение высокого выгорания топлива в реакторах на быстрых нейтронах. Для этого используются твэлы с оболочками из аустенитной стали ЧС68, изготовленной по усовершенствованной технологии на МСЗ, а также твэлы с оболочками из разработанной во ВНИИНМ новой аустенитной стали ЭК164.

Цель работы заключалась в определении механических и физических свойств оболочек из стали ЧС-68, изготовленных по усовершенствованной технологии на МСЗ, и из стали ЭК-164 после их длительной эксплуатации в составе ТВС в реакторе БН-600 и сравнении остаточной работоспособности оболочек из этих сталей.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ

В работе исследованы семь твэлов из двух ТВС:

- № 5506 после эксплуатации в течение 560 эфф. сут до максимального выгорания 9,1% т.а. и достижения повреждающей дозы на оболочку 77,3 сна – четыре твэла с оболочками из стали 07Х16Н19М2Г2БТР (ЭК164) и один твэл с оболочкой из стали 06Х16Н15М2Г2ТФР (ЧС68);

© А.М. Мосин, М.В. Евсеев, И.А. Портных, Е.Н. Щербаков, В.С. Шихалев, Н.М. Митрофанова, А.В. Козлов, 2011

• № 5541, отработавшей 572 эфф.сут до максимального выгорания 9,6% т.а. и достижения повреждающей дозы на оболочку 82,4 сна, – два твэла с оболочками из стали 06Х16Н15М2ГТФР (ЧС68).

Трубы из стали ЭК164 были изготовлены по штатной технологии ОАО «ПНТЗ». Заключительная деформация ($20 \pm 3\%$) создавалась методом холодной прокатки труб роликами [1].

Трубы из стали ЧС68 изготовлены по штатной технологии ОАО «МСЗ» с использованием диффузионного отжига по режиму 1180°C в течение трех часов на подготовленном размере 42×4,8 мм и последующего аустенизирующего отжига по оптимальному режиму на промежуточных и подготовленных размерах. Заключительная холодная деформация со степенью ($20 \pm 3\%$) выполнялась методом короткооправочного волочения [1], химический состав стали приведен в табл. 1.

В процессе исследований у оболочек твэлов измерены наружный диаметр и распухание (гидростатическим методом) [2, 3], определены характеристики упругости (ультразвуковым резонансным методом) [4] и значения удельного электросопротивления оболочки (электропотенциальным методом) [5]. Получены механические свойства оболочек при одноосном растяжении кольцевых образцов [6] и при испытаниях трубчатых образцов внутренним давлением [7] при температурах 20, 400, 600°C и температуре эксплуатации исследованных участков оболочек твэлов.

Таблица 1

**Химический состав материалов сталей ЭК164 и ЧС68, использованных для изготовления оболочек твэлов
ТВС № 5506 и № 5541**

Твэл	Содержание элементов, % масс.									
	C	Cr	Ni	Mo	Mn	Si	Ti	V	Nb	B
ЭК164 (№ 5506)	0,07	15,91	19,39	2,26	1,60	0,41	0,30	0,13	0,17	0,004
ЧС68 (№ 5506)	0,06	16,39	14,81	2,37	1,37	0,46	0,41	0,21	–	0,003
ЧС68 (№ 5541)	0,07	16,48	14,73	2,30	1,68	0,48	0,36	0,22	–	0,003

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Измерения диаметров и распухания у твэлов после эксплуатации в БН-600 показали, что их изменения в зависимости от положения исследованного участка в активной зоне для сталей ЧС68 и ЭК164 различаются. Максимум формоизменения и распухания у оболочек из стали ЧС68 различных твэлов расположен на участке с координатами от 350 до 500 мм от низа активной зоны (НАк3). Максимальное изменение диаметров лежит в диапазоне от 3 до 6,5% (рис. 1). У оболочек из стали ЭК164 максимальное значение диаметра наблюдается на участке с координатами от 200 до 400 мм от НАк3, и значение изменения диаметра не превышает 1,9% (рис. 1). Максимальные распухания показаны на рис. 2 и их значения для стали ЧС68 в полтора-два раза выше, чем у стали ЭК164 с одинаковыми параметрами облучения.

Исходные значения модуля упругости и удельного электросопротивления у данных сталей различны, что связано, в основном, с различиями химического со-

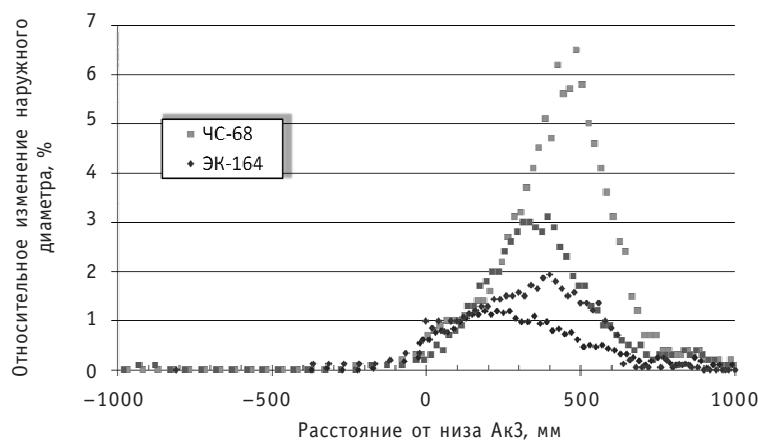


Рис. 1. Значение относительного изменения наружного диаметра по длине твэлов (стали ЭК164 и ЧС68)

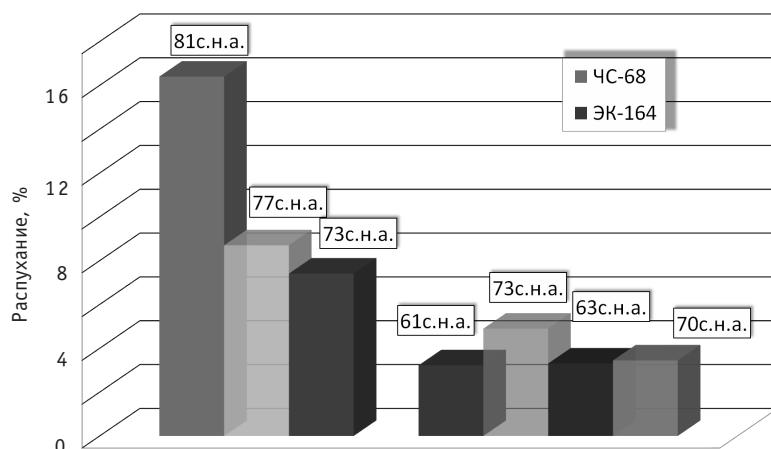


Рис. 2. Максимальные значения распухания твэлов (стали ЭК164 и ЧС68) с указанием дозы на данном участке

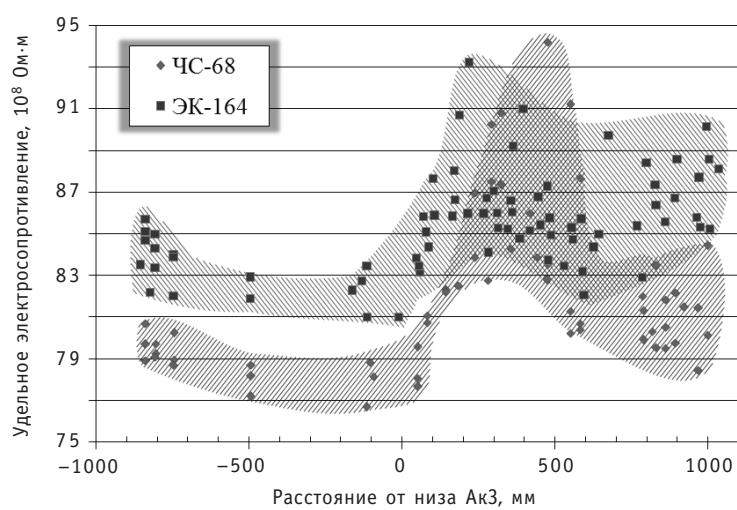


Рис. 3. Изменение электросопротивления по длине твэлов (стали ЭК164 и ЧС68)

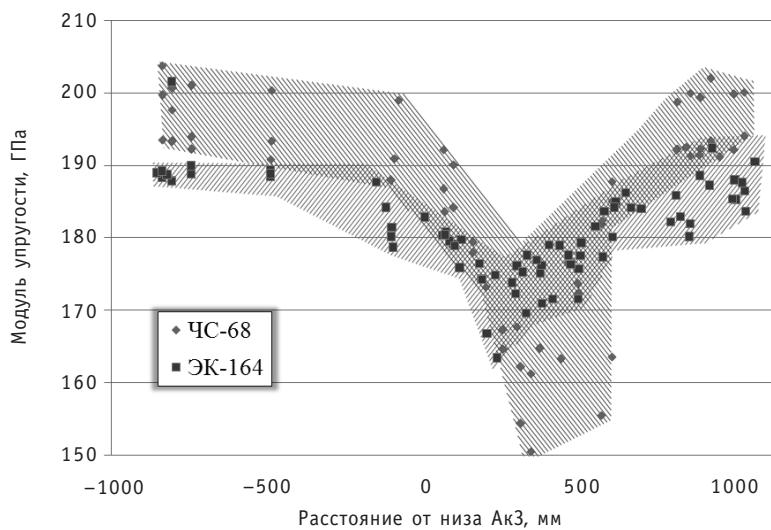


Рис. 4. Изменение модуля Юнга по длине твэлов (стали ЭК164 и ЧС68)

стала и структуры материалов. Для исследованных сталей при обучении наблюдается рост электросопротивления и снижение модуля упругости, что связано с изменением структуры и, в первую очередь, с распусканием оболочек твэлов. Изменение этих свойств для стали ЧС68 почти в два раза больше, по сравнению со сталью ЭК164 (рис. 3, 4), что коррелирует с распусканием.

Измерение механических свойств было проведено двумя методами: одноосным растяжением кольцевых образцов и внутренним давлением трубчатых образцов. Метод одноосного растяжения кольцевых образцов является консервативным и не отражает в полной мере механические свойства материалов. Метод испытаний трубчатых образцов, вырезанных из облученных оболочек твэлов, внутренним давлением пластичного заполнителя более трудоемкий и требует более длинных, по сравнению с кольцевыми, образцов (15 мм вместо 3 мм). Вследствие значительных изменений температуры и дозы по длине твэла это не позволяет набрать достаточную статистику испытаний.

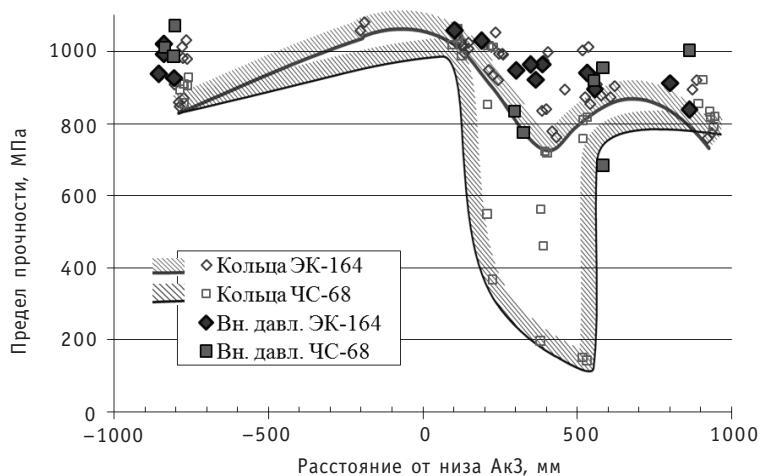


Рис. 5. Значение предела прочности по длине твэлов (стали ЭК-164 и ЧС-68), измеренного на кольцах и методом внутреннего давления, при температуре испытания 20°C

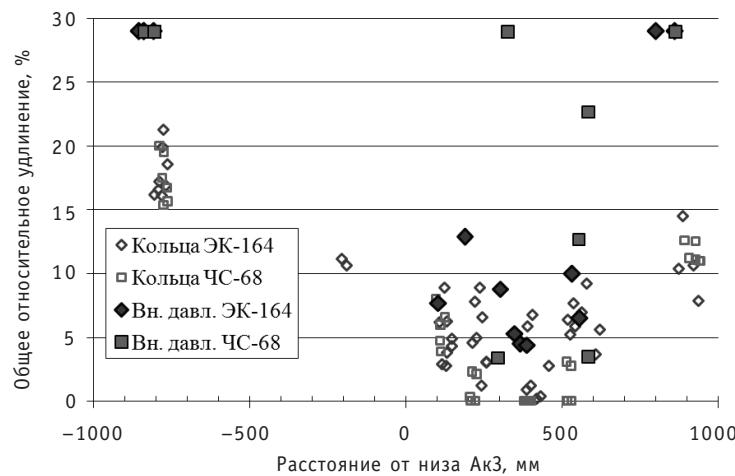


Рис. 6. Значение общего относительного удлинения по длине твэлов (стали ЭК-164 и ЧС-68), измеренного на кольцах и методом внутреннего давления, при температуре испытания 20°C

Зависимость изменений предела прочности и общего относительного удлинения при температуре испытаний 20°C от положения в АкЗ показана на рис. 5 и 6. По результатам испытаний методом одноосного растяжения прочность оболочек из стали ЧС68 снижается до значений ~150 МПа, в то время как у оболочек из стали ЭК164 минимальные значения предела прочности выше 750 МПа. Предел прочности, полученный при испытаниях внутренним давлением у стали ЧС68 превышает 700 МПа, а у стали ЭК164 – 850 МПа.

Относительное удлинение образцов оболочек твэлов из стали ЧС68, полученное при одноосном растяжении, равно нулю на довольно протяженном участке ниже центра активной зоны длиной около 300 мм. У кольцевых образцов из стали ЭК164 относительное удлинение также снижается, но нулевой пластичности не наблюдается и только отдельные значения ниже 2%. При испытаниях методом внутреннего давления в оболочке из стали ЧС68 в центре активной зоны пластичность принимает значения не ниже 3%, а для стали ЭК164 – выше 4%.

Испытания кольцевых образцов оболочек при температуре облучения (рабочей температуре) показывают, что минимальные значения предела прочности со-

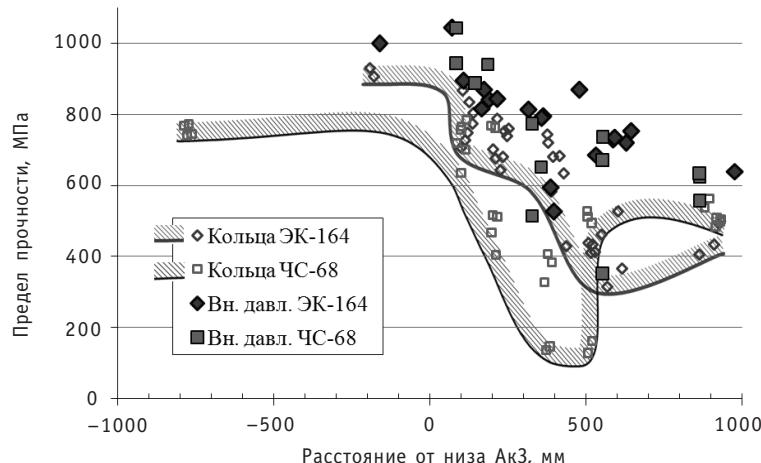


Рис. 7. Значение предела прочности по длине твэлов (стали ЭК-164 и ЧС-68), измеренного на кольцах и методом внутреннего давления, при рабочих температурах 370–660°C

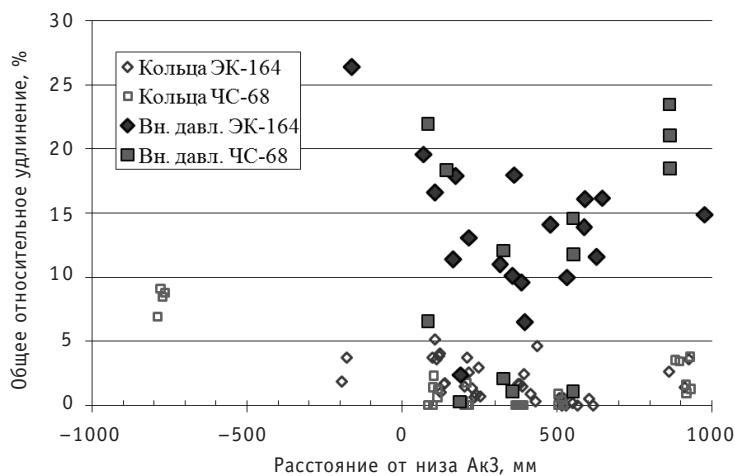


Рис. 8. Значение общего относительного удлинения по длине твэлов (стали ЭК-164 и ЧС-68), измеренного на кольцах и методом внутреннего давления, при рабочих температурах 370–660°C

ставляют для стали ЧС68 ~160 МПа, а для стали ЭК 164 ~320 МПа. Испытания внутренним давлением приводят для стали ЧС68 к значениям выше 350 МПа, а для стали ЧС68 – выше 500 МПа (рис. 7).

Относительное удлинение кольцевых образцов при рабочей температуре у стали ЧС68 принимают нулевые значения на участке оболочки ниже центра активной зоны. У оболочек из стали ЭК164 пластичность в этой области в целом выше, чем у ЧС68, однако есть образцы, показывающие нулевую пластичность, причем такие образцы встречаются и в области несколько выше центра активной зоны. При испытаниях трубчатых образцов внутренним давлением при рабочей температуре также отмечены образцы из стали ЧС68, имеющие нулевую пластичность. У стали ЭК164 минимальные значения относительного удлинения превышают 3% (рис. 8).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ вышеприведенных физико-механических свойств оболочек твэлов из стали ЧС68, облученных до максимальной повреждающей дозы ~81,3 сна, и из стали ЭК164, облученных до максимальной повреждающей дозы ~77,3 сна показал, что твэлы с оболочками из этих сталей сохранили остаточную работоспособность. По комплексу физико-механических свойств оболочки из стали ЭК164 после эксплуатации в реакторе БН-600 обладают преимуществом перед оболочками из стали ЧС68 и допускают продление ресурса до повреждающих доз, превышающих 90 сна.

Литература

- Обобщение и анализ результатов по изготовлению двух комбинированных ОТВС с оболочками твэлов из сталей ЭК164 и ЧС68 в холоднодеформированном состоянии. Отчет о НИР (промежуточный по договору №300/346-65-2005 от 30.09.2005 г.). – ФГУП ВНИИНМ, 2006. – 27 с.
- Епанчинцев О.Г., Чистяков Ю.Д. Исследования степени совершенства кристаллической структуры методом гидростатического взвешивания//Заводская лаборатория. – 1967. – В. 5. – С. 569-574.
- Епанчинцев О.Г. Источники ошибок при определении плотности методом гидростатического взвешивания//Заводская лаборатория. – 1970. – В. 5. – С. 557-560.
- МК-10.5/03 «Методика определения электросопротивления». – ОАО «ИРМ», 2009. – 18 с.
- МК-10.3/03 «Определение характеристик упругости материалов реакторных установок. Методика выполнения измерений». – ОАО «ИРМ», 2009. – 23 с.

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

6. МК-10.13/03 «Определение характеристик механических свойств при растяжении образцов продукции из конструкционных материалов». – ОАО «ИРМ», 2009. – 26 с.
7. МК-10.57/03 «Испытание тонкостенных трубчатых образцов внутренним давлением твердого заполнителя. Методика выполнения измерений». – ОАО «ИРМ», 2010. – 20 с.

Поступила в редакцию 14.10.2010

СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОРИСТОСТИ, СФОРМИРОВАВШЕЙСЯ В МАТЕРИАЛЕ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СТАЛИ ЧС68, ИЗГОТОВЛЕННЫХ ПО ТЕХНОЛОГИИ ПНТЗ И УСОВЕРШЕНСТВОВАННОЙ ТЕХНОЛОГИИ МСЗ, ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

И.А. Портных, А.В. Козлов

ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный



Проведены исследования характеристик радиационной пористости в оболочках твэлов из стали ЧС68 х.д., изготовленных на ПНТЗ и на МСЗ по усовершенствованной технологии, после облучения в реакторе БН-600 в течение 560 эф.сут (четыре микрокампании) до различных повреждающих доз при разных температурах. Определены зависимости величин распухания от скорости смещений в различных температурных диапазонах. Найдены зависимости средних размеров и концентраций пор от скорости смещений в исследованных температурных диапазонах облучения. Показано, что усовершенствование технологии производства оболочек твэлов из стали ЧС68 привело к уменьшению разброса характеристик пористости и значений распухания.

Ключевые слова: облучение, реактор БН-600, оболочка твэла, сталь ЧС68, распухание, микроструктура, радиационная пористость, скорость смещений.

Key words: irradiation, BN-600 reactor, fuel pin cladding, ChS68 steel, swelling, microstructure, radiation porosity, displacement rate.

ВВЕДЕНИЕ

При эксплуатации твэлов с оболочками производства ПНТЗ наблюдался разброс в величине распухания твэлов одной ТВС в 2–4 раза. Причинами такого неоднородного поведения оболочек могли стать неоднородность химического состава в слитке; негомогенность распределения легирующих примесей (в частности, примесей внедрения) в материале оболочек при этапах трубного передела (в частности, из-за разброса температур отжигов на промежуточных этапах передела). Это привело ВНИИНМ и МСЗ к необходимости разработки усовершенствованной технологии изготовления оболочек твэлов из стали ЧС68.

Целью работы являлось получение и анализ характеристик пористости в материалах оболочек, изготовленных по старой технологии на ПНТЗ и усовершенство-

ванной технологии на МСЗ, после эксплуатации твэлов в реакторе БН-600 в различных дозово-температурных условиях и сравнение полученных характеристик.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Исследовались образцы оболочек из стали ЧС68 х.д., изготовленных на заводе ПНТЗ и по усовершенствованной технологии на заводе МСЗ (ЧС68-ИД х.д.) [1], после облучения в реакторе БН-600 в течение 560 эфф.сут (четыре микрокампании) до различных повреждающих доз при разных температурах. Основные отличия усовершенствованной технологии от предыдущей:

- регламентирование бора на уровне 20–50 ppm (вместо 0–50 ppm);
- введение дополнительного гомогенизирующего отжига на промежуточном размере \varnothing 42 мм;
- задание финальной холодной деформации способом короткооправочного волочения (вместо холодной прокатки).

В качестве объекта исследований брались образцы семи оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д., после эксплуатации в составе пяти различных ТВС, и семи оболочек твэлов из стали ЧС68-ИД х.д., после эксплуатации в составе двух различных ТВС. Все выбранные твэлы отработали в реакторе одинаковое количество времени (560 эфф.сут), но набрали разную повреждающую дозу, следовательно, они отличаются скоростью смещений (набора дозы).

Микроструктурные исследования проводили методом просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ) на микроскопе JEM-2000EX при ускоряющем напряжении 160 кВ. Строились гистограммы распределения пор по размерам, из которых находились средние размеры и концентрации пор [2–4]. Распухание исследованных образцов определялось по данным ПЭМ и методом гидростатического взвешивания.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ АНАЛИЗ

Из всех четырнадцати оболочек твэлов выбирались образцы, соответствующие трем температурным диапазонам облучения: низкотемпературному ($420\text{--}430^\circ\text{C}$), среднетемпературному ($455\text{--}490^\circ\text{C}$) и высокотемпературному ($510\text{--}535^\circ\text{C}$).

Определялось распухание образцов, соответствующих различным температурным диапазонам. В низкотемпературном диапазоне $420\text{--}430^\circ\text{C}$ определялись величины распухания семи образцов из оболочек производства МСЗ и одного образца из оболочки производства ПНТЗ, отличающиеся скоростями смещений от $0,81 \times 10^{-6}$ до $0,99 \times 10^{-6}$ сна/с. Величина распухания при этом изменяется от 0,8 до 2,3% (в три раза) для различных образцов и немного увеличивается с ростом скорости смещений. Причем отличий в величине распухания у образцов из оболочек производства МСЗ и образца из оболочки производства ПНТЗ не наблюдается.

В среднетемпературном диапазоне $455\text{--}490^\circ\text{C}$ определялись величины распухания семи образцов из оболочек производства МСЗ и семи образцов из оболочек производства ПНТЗ, отличающиеся скоростями смещений от $1,14 \times 10^{-6}$ до $1,48 \times 10^{-6}$ сна/с. До скоростей смещений $1,35 \times 10^{-6}$ сна/с величина распухания изменяется от 1,8 до 4,7% (в 2,7 раза) для различных образцов и слабо увеличивается с ростом скорости смещений. Отличий в величине у образцов из оболочек производства МСЗ и образцов из оболочек производства ПНТЗ не наблюдается в этом диапазоне скоростей смещений. При скоростях смещений выше $1,35 \times 10^{-6}$ сна/с величина распухания у образцов из оболочек производства ПНТЗ резко возрастает и наблюдается большое отличие с 6,6 до 12,3% у образцов с практически одинаковыми условиями облучения.

В высокотемпературном диапазоне 510–535°C определялись величины распухания семи образцов из оболочек производства МСЗ и шести образцов из оболочек производства ПНТЗ отличающиеся скоростями смещений от $1,03 \times 10^{-6}$ до $1,60 \times 10^{-6}$ сна/с. У образцов из оболочек производства МСЗ величина распухания увеличивается от 0,6% при скорости смещений $1,03 \times 10^{-6}$ сна/с до 2,2% при скорости смещений $1,43 \times 10^{-6}$ сна/с. При скоростях смещений выше $1,4 \times 10^{-6}$ сна/с величина распухания не зависит от скорости смещений и изменяется в пределах $2,5 \pm 0,6\%$. Образцы из оболочек производства ПНТЗ показывают большой разброс величин распухания, так при скорости смещений порядка $1,35 \times 10^{-6}$ сна/с для различных образцов величина распухания отличается в 10 раз – от 0,8 до 8,3%, а при скорости смещений $1,6 \times 10^{-6}$ сна/с величина распухания отличается в 1,5 раза – от 8,9 до 13,5%. Следует отметить, что величина распухания у образцов из оболочек производства МСЗ существенно ниже, чем у образцов из оболочек производства ПНТЗ.

Для выявления того, с чем связаны такие отличия в распухании, методами электронной микроскопии определялись характеристики пористости всех приведенных образцов.

В низкотемпературном диапазоне поры распределены равномерно по объему образцов (рис. 1а), преимущественно они связаны с дислокациями и дислокационными петлями, а также с выделениями радиационно-индуцированной G-фазы (рис. 1б). Наблюдаемые поры имеют размер 2–35 нм и концентрацию $\sim (3,8 - 6,2) \times 10^{21} \text{ м}^{-3}$. Отличий в характеристиках пористости у образцов из оболочек производства МСЗ и образца из оболочки производства ПНТЗ не наблюдается. На рисунке 2 приведены средние размеры и концентрации пор в исследованных образцах; заполненные символы характеризуют значения образцов из оболочек производства МСЗ, а пустые – значения образца из оболочки производства ПНТЗ.

Видно, что средний размер пор в образцах из оболочек производства МСЗ растет с увеличением скорости смещений. Изменения концентрации пор демонстрируют случайный характер, несколько выходя за границы погрешности измерений (рис. 2). В качестве характеристики концентрации пор в образцах оболочек про-

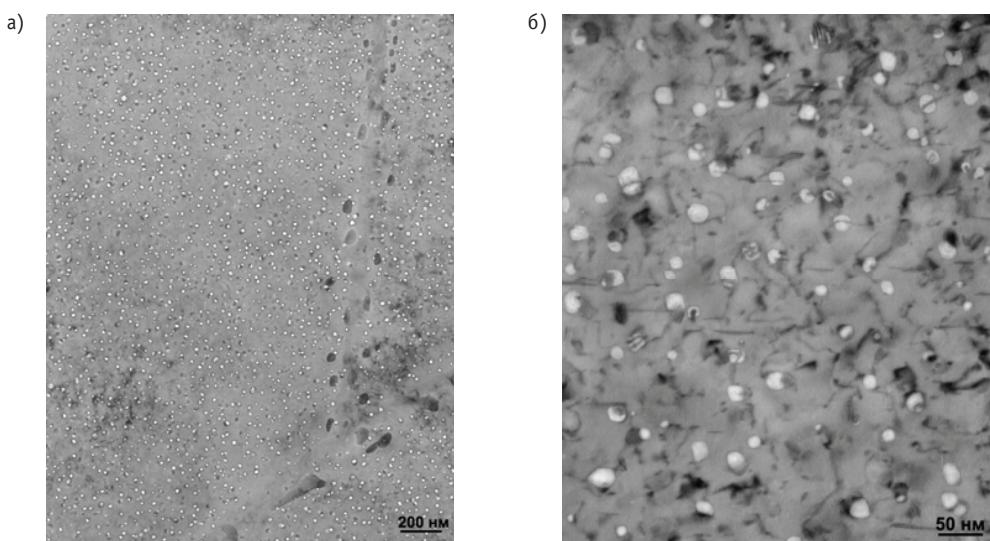


Рис. 1. Микроструктура, характерная для низкотемпературного диапазона облучения: а) – образец, облученный при температуре 425°C до дозы 46 сна; б) – образец, облученный при температуре 425°C до дозы 45 сна

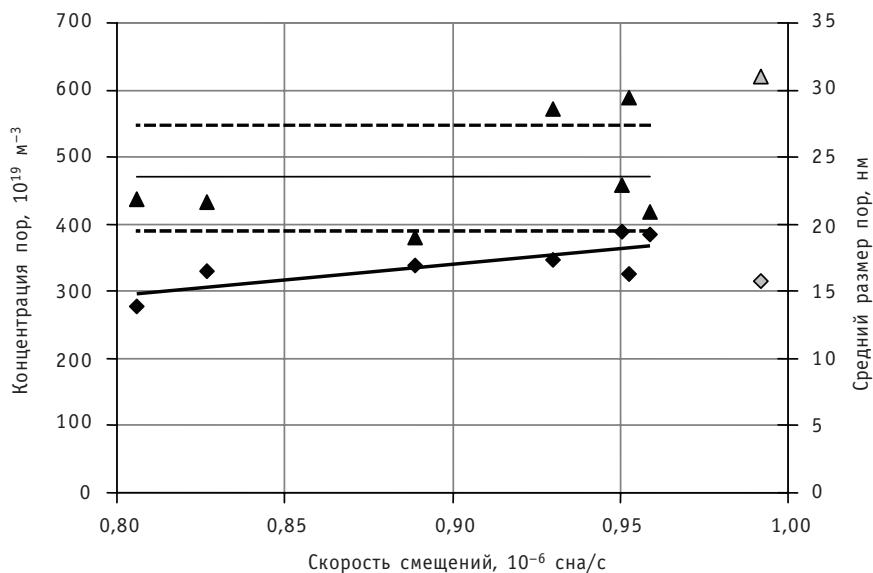


Рис. 2. Зависимости среднего размера и концентрации пор от скорости смещений для низкотемпературного ($420\text{--}430^\circ\text{C}$) диапазона облучения (заливные символы характеризуют значения образцов из оболочек производства МСЗ, а пустые – значения образца из оболочки производства ПНТЗ): ▲ – концентрация; — – среднее; ◆ – средний размер

изводства МСЗ использовалось усредненное по температурному диапазону значение (сплошная линия) и среднеквадратичное отклонение (пунктирная линия). Значение концентрации пор в оболочке производства ПНТЗ несколько выше, чем в оболочках производства МСЗ.

В среднетемпературном диапазоне поры по объему некоторых образцов распределены преимущественно равномерно. В некоторых образцах наблюдаются свободные от пор области вдоль двойников (рис. 3), но есть области без пор, не связанные с какими-либо структурными особенностями. Неоднородность распределения увеличивается с ростом температуры облучения. Во всех исследованных образцах поры преимущественно связаны с дислокациями и дислокационными петлями, а также с выделениями G -фазы, причем с элементами дислокационной

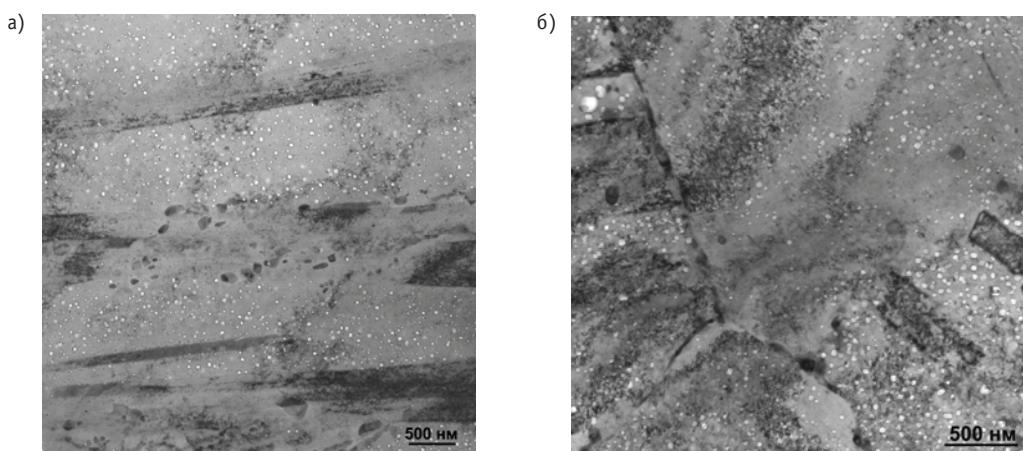


Рис. 3. Микроструктура, характерная для среднетемпературного диапазона облучения: а) – образец из оболочки производства МСЗ, облученный при температуре 465°C до дозы 61 сна; б) – образец из оболочки производства ПНТЗ, облученный при температуре 470°C до дозы 62 сна

структуры преимущественно связаны мелкие поры. Наблюдаемые поры в образцах из оболочек производства МСЗ, в основном, имеют размеры от 2 до 60 нм, но встречаются и более крупные – до 100 нм. Концентрация пор в различных образцах колеблется от $1,5 \times 10^{21}$ до $2,5 \times 10^{21} \text{ м}^{-3}$. Поры в образцах оболочек производства ПНТЗ имеют размеры от 2 до 70 нм, также встречаются более крупные до 100 нм, концентрация пор в различных образцах колеблется от $1,6 \times 10^{21}$ до $4,8 \times 10^{21} \text{ м}^{-3}$.

На рисунке 4а приведены средние размеры и концентрации пор в исследованных образцах из оболочек производства МСЗ, а на рис. 4б – из оболочек производства ПНТЗ. Видно, что средний размер пор растет с увеличением скорости сме-

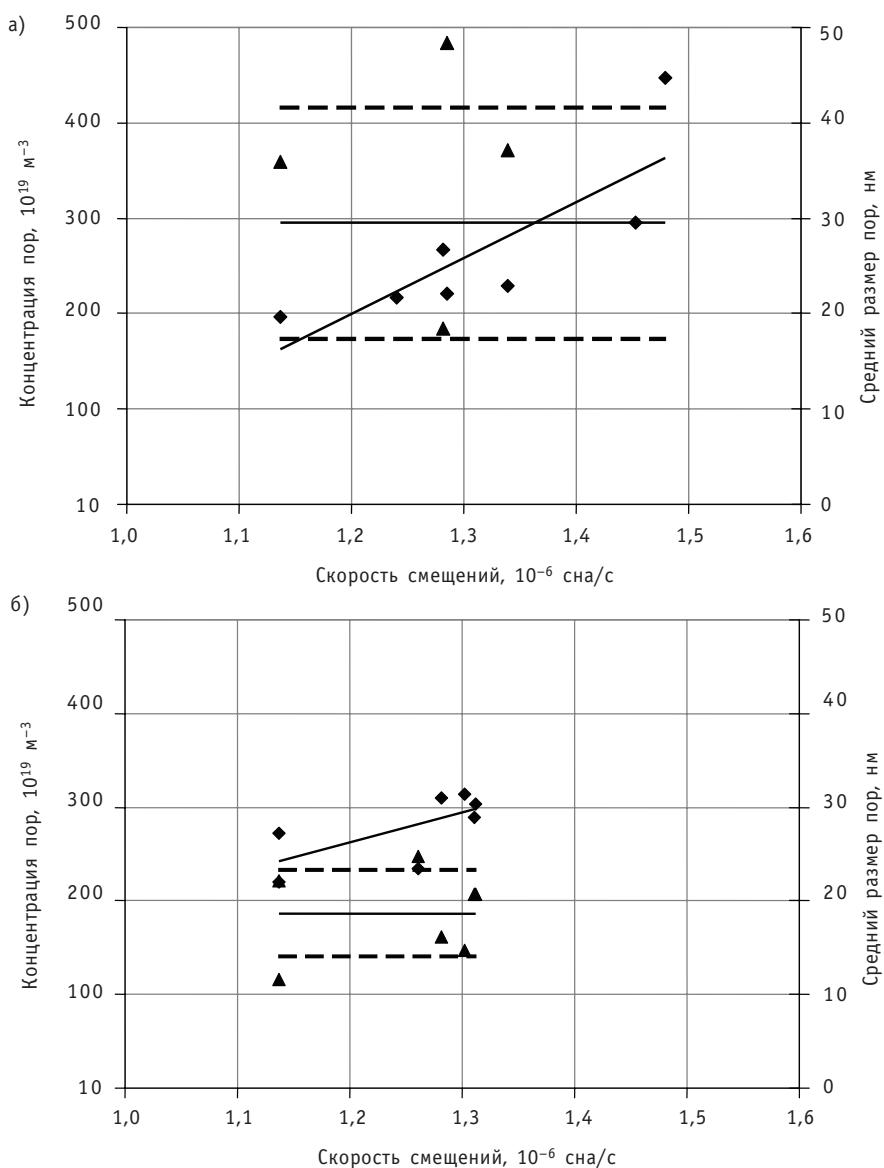


Рис. 4. Зависимости среднего размера и концентрации пор от скорости смещений для среднетемпературного ($455\text{--}490^\circ\text{C}$) диапазона облучения: а) – значения для образцов из оболочек производства ПНТЗ; б) – значения для образцов из оболочек производства МСЗ; ▲ – концентрация; — – среднее; ◆ – средний размер

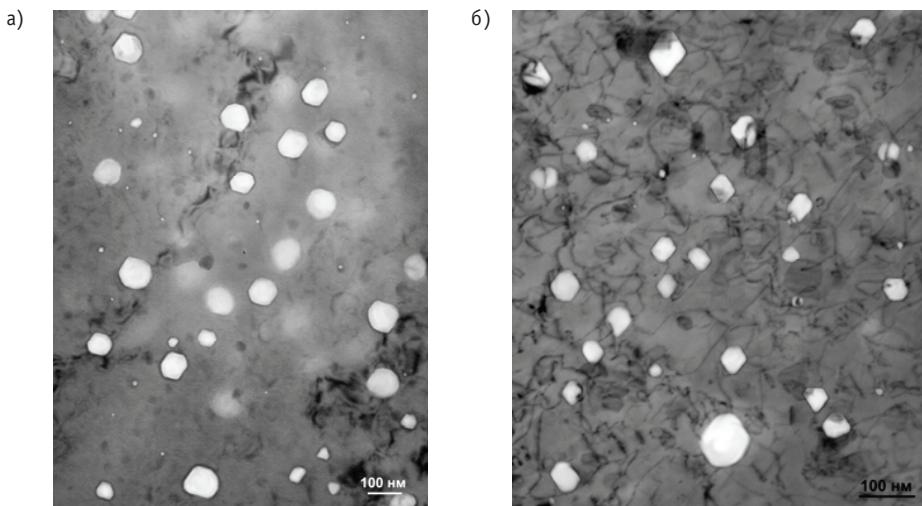


Рис. 5. Микроструктура, характерная для высокотемпературного диапазона облучения: а) – образец, облученный при температуре 530°C до дозы 71,4 сна; б) – образец, облученный при температуре 520°C до дозы 50 сна

щений, разброс значений в образцах из оболочек производства ПНТЗ больше, чем в образцах из оболочек производства МСЗ. Как и в предыдущем температурном диапазоне, использовались усредненные по температурному диапазону значения интегральной концентрации (сплошная линия) и их среднеквадратичные отклонения (пунктирная линия). Видно, что усредненное значение концентрации пор в образцах из оболочек производства ПНТЗ и его разброс существенно больше по сравнению со значениями для образцов из оболочек производства МСЗ.

При облучении в высокотемпературном диапазоне поры по объему во всех исследованных образцах из оболочек производства ПНТЗ и производства МСЗ, распределены неравномерно, наблюдаются как области, занятые порами, так и области без пор, причем наличие этих областей не связано с какими-либо структурными особенностями. Как и в предыдущих температурных диапазонах, поры преимущественно связаны с элементами дислокационной структуры и с выделениями G-фазы, с дислокациями преимущественно связаны мелкие поры; типичный вид пор в данном температурном интервале приведен на рис. 5. Распределение по размерам неодинаково для различных образцов, причем это характерно для оболочек обоих производителей. В некоторых образцах заполнен весь диапазон размеров пор от 2 до 80 нм при наличии и более крупных до 140 нм пор. В других образцах наблюдаются мелкие поры от 2 до 20 нм и крупные от 60 до 120 нм, причем поры промежуточного размера наблюдаются редко, максимально крупные поры достигают размера до 140 нм. Концентрация пор в различных образцах из оболочек производства МСЗ колеблется от $1,6 \times 10^{20}$ до $3,5 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$, а в образцах из оболочек производства ПНТЗ от $3,0 \times 10^{20}$ до $14,2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ (рис. 6).

Как и для предыдущих температурных диапазонов прослеживается увеличение среднего размера пор с увеличением скорости смещений. Также характерной особенностью является существенно большее усредненное значение концентрации пор и его разброс в образцах из оболочек производства ПНТЗ по сравнению со значениями для образцов из оболочек производства МСЗ (рис. 6).

На рисунке 7 приведены зависимости средних размеров пор в образцах из оболочек твэлов от скорости смещений для низкотемпературного (420–430°C),

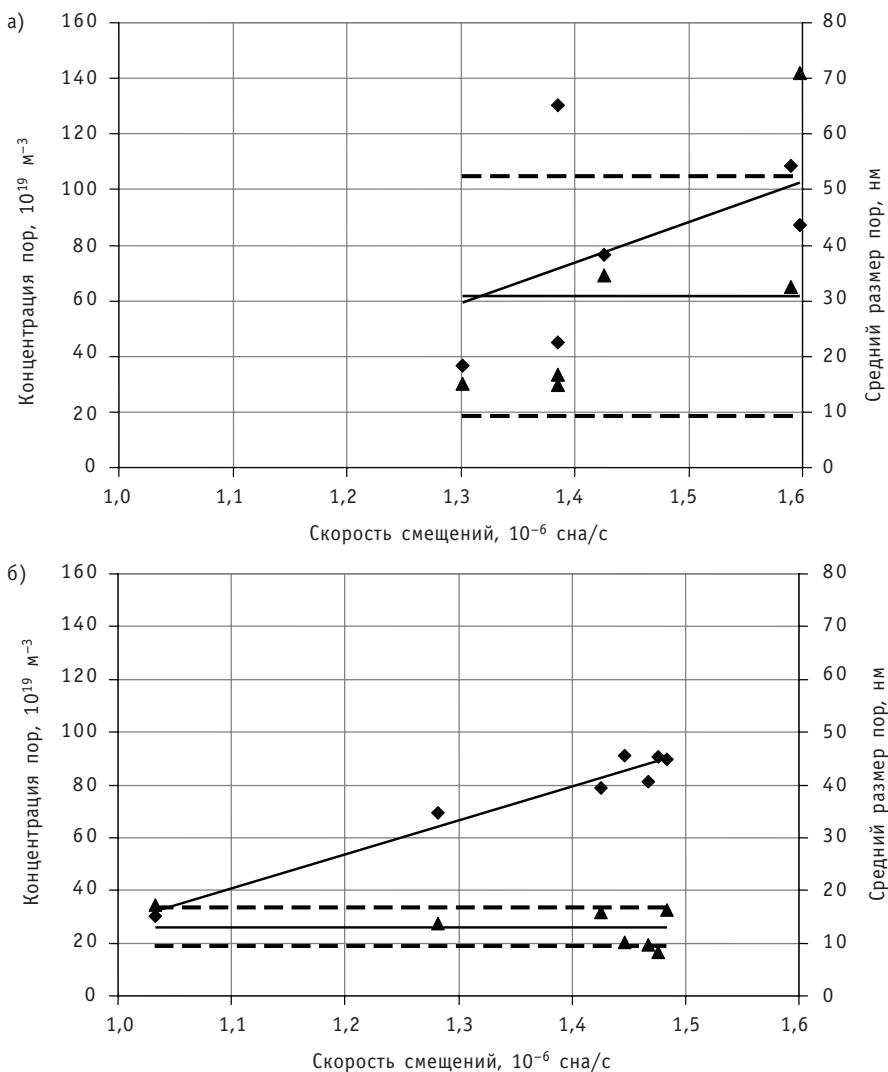


Рис. 6. Зависимости среднего размера и концентрации пор от скорости смещений для высокотемпературного ($510\text{--}535^\circ\text{C}$) диапазона облучения: а) – значения для образцов из оболочек производства ПНТЗ; б) – значения для образцов из оболочек производства МСЗ; ▲ – концентрация; — – среднее; ◆ – средний размер

среднетемпературного ($455\text{--}490^\circ\text{C}$) и высокотемпературного ($510\text{--}535^\circ\text{C}$) диапазонов облучения. Яркими символами и жирными линиями обозначены значения для образцов из оболочек производства МСЗ, а бледными символами и тонкими линиями – из оболочек производства ПНТЗ. Видно, что с увеличением температуры скорость роста среднего размера пор увеличивается. Следует отметить, что разброс значений среднего размера пор для образцов из оболочек производства ПНТЗ существенно больше, чем для образцов из оболочек производства МСЗ.

Величина средней концентрации пор в образцах, облученных в различных температурных диапазонах, резко уменьшается с ростом температуры облучения (рис. 8), при этом значения концентраций для образцов из оболочек производства ПНТЗ больше, чем для образцов из оболочек производства МСЗ.

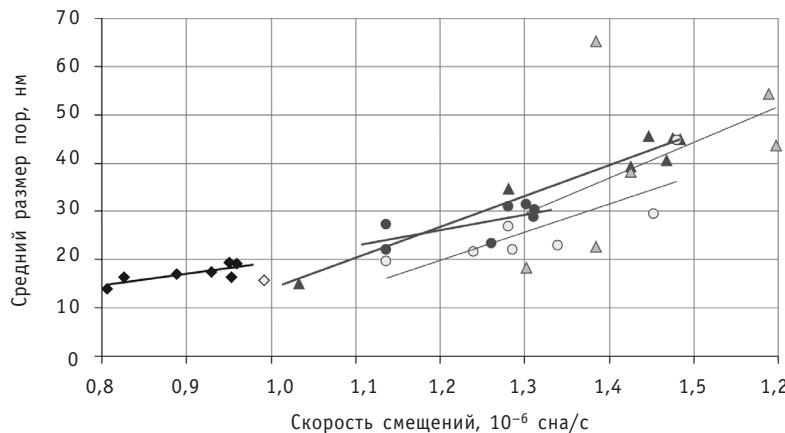


Рис. 7. Зависимости средних размеров пор в образцах из оболочек твэлов от скорости смещений для различных температурных диапазонов облучения (яркими символами и жирными линиями обозначены значения для образцов из оболочек производства МСЗ, а бледными символами и тонкими линиями – из оболочек производства ПНТЗ): ▲ – 510–535°C; ● – 455–490°C; ◆ – 420–430°C

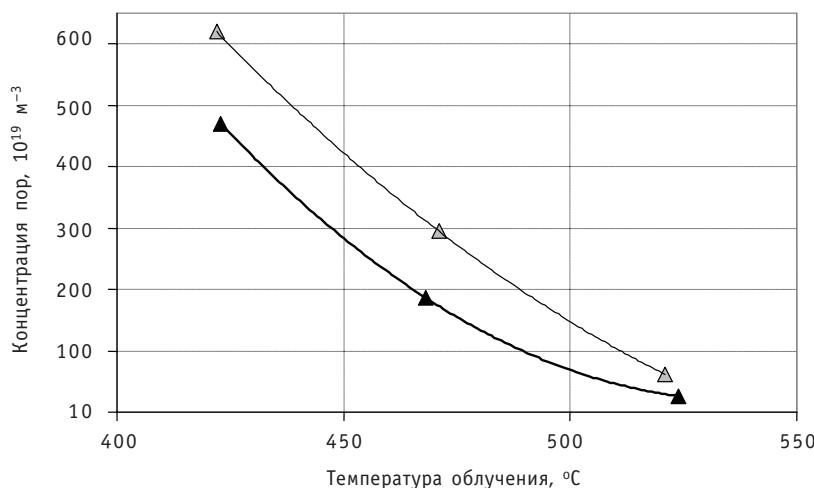


Рис. 8. Зависимость средних концентраций пор в образцах из оболочек твэлов от температуры облучения: ▲ – ЧС68 – МСЗ; △ – ЧС68 – ПНТЗ

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследования характеристик радиационной пористости в оболочках твэлов из стали ЧС68 х.д., изготовленных на ПНТЗ и на МСЗ по усовершенствованной технологии, после облучения в реакторе БН-600 в течение 560 эфф.сут (четыре микрокампании) до различных повреждающих доз при разных температурах показали:

- распускание во всех исследованных температурных диапазонах (от 420 до 430°C, от 455 до 490°C, от 510 до 535°C) растет с увеличением скорости смещений;
- разброс величин распускания у образцов из оболочек производства МСЗ существенно меньше, чем у образцов из оболочек, изготовленных на ПНТЗ;
- средний размер пор с ростом скорости смещений во всех температурных диапазонах облучения увеличивается, при этом разброс значений размеров пор для образцов из оболочек производства ПНТЗ существенно больший, чем из оболочек производства МСЗ;

- зависимость средней концентрации пор от скорости смещений во всех исследованных температурных диапазонах облучения не прослеживается;
- разброс значений концентраций пор в образцах из оболочек производства ПНТЗ намного больше, чем из оболочек производства МСЗ;
- концентрация пор в оболочках из стали ЧС68 с ростом температуры облучения уменьшается, при этом значения концентраций пор в образцах из оболочек производства ПНТЗ выше, чем из оболочек производства МСЗ.

Таким образом, можно сделать вывод, что усовершенствование технологии производства оболочек твэлов из стали ЧС68 привело к уменьшению разброса характеристик пористости и, как следствие, значений распухания. В то же время разброс характеристик пористости и распухания в оболочках производства МСЗ остается значительным, что требует дальнейшей доработки технологии изготовления оболочек твэлов.

Литература

1. Обобщение и анализ результатов по изготовлению двух комбинированных ОТВС с оболочками твэлов из сталей ЭК164 и ЧС68 в холоднодеформированном состоянии. Отчет о НИР (промежуточный по договору № 300/346-65-2005 от 30.09.2005 г.)/ФГУП ВНИИНМ, 2006. – 27 с.
2. Портных И.А., Козлов А.В., Скрябин Л.А. Размерные характеристики ансамбля радиационных пор в холоднодеформированной стали X16H15M2Г, облученной высокими флюенсами нейтронов//Перспективные материалы. – 2002. – № 2. – С. 50-55.
3. Портных И.А., Сагарадзе В.В., Козлов А.В., Скрябин Л.А. Связь характеристик радиационной пористости, развивающейся в стали ЧС-68, с температурой и дозой нейтронного облучения//ФММ. – 2002. – Т. 94. – Вып. 1. – С. 105-112.
4. Портных И.А., Козлов А.В. Методология количественного анализа радиационной пористости в металлах//ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2002. – Вып. 1 (59). – С. 41-54.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ПОГЛОЩАЮЩИЕ МАТЕРИАЛЫ И СТЕРЖНИ СУЗ ИННОВАЦИОННЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Карбид бора различного обогащения по изотопу бор-10 остается основным поглощающим материалом для стержней аварийной защиты ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Перспективным направлением является использование стержней с кольцевыми образцами карбида бора большого диаметра. Для увеличения ресурса органов регулирования быстрых реакторов предлагаются поглощающие материалы на основе европия и гидрида гафния.

Ключевые слова: выгорание, карбид бора, поглощающий материал, ресурс, стержень СУЗ.

Key words: burnup, boron carbide, absorbing material, lifetime, control rod.

ВВЕДЕНИЕ

Особенностью ядерных реакторов на быстрых нейтронах является наличие сравнительно небольшого количества стержней управления и защиты (СУЗ). Имеются большие ограничения использования в них поглощающих материалов из-за предъявляемого основного требования по высокому сечению поглощения нейтронов в области больших энергий.

Среди известных поглощающих материалов наилучшие ядерные свойства имеет изотоп бор-10 (^{10}B), у которого сечение поглощения нейтронов с энергией более 1 МэВ превышает $2 \cdot 10^{-28}\text{ м}^2$. Поэтому наиболее широко в стержнях СУЗ отечественных и зарубежных реакторов на быстрых нейтронах применяется карбид бора от 20 до 92% обогащения по изотопу бор-10.

Накоплен большой опыт по проектированию и эксплуатации самых различных конструкций стержней СУЗ с карбидом бора в реакторах БН-600, БН-350, БОР-60 и БР-5. Проведенные исследования позволили значительно увеличить их ресурсные характеристики. Так для стержней аварийной защиты с рефабрицированным карбидом бора реактора БН-600 за последние 10 лет ресурс увеличен с 330 до 745 эф.сут. Использование в них одного вместо двух поглощающих звеньев, соединенных между собой по торцам шарнирным соединением, и таблеток карбида бора с повышенной плотностью (более 95% от теоретической) позволило более, чем на 8% повысить физическую эффективность.

Технологии замкнутого цикла в использовании карбида бора высокого обогащения по изотопу бор-10 необходимо использовать при создании инновационных ядерных реакторов.

© В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков, 2011

На следующем этапе предлагается переход на конструкцию стержня СУЗ с одним кольцевым поглощающим элементом из карбида бора с внешним диаметром около 70 мм и толщиной стенки от 10 до 25 мм в зависимости от требуемой физической эффективности. Ранее стержни СУЗ с кольцевыми образцами карбида бора прошли успешные испытания в реакторах БН-350 и БОР-60.

Следует ожидать, что из-за больших радиационных повреждений карбида бора, прежде всего его распухания до 30–40% при выгорании 40–50% ^{10}B , максимальные ресурсные характеристики стержней СУЗ в реакторах БН-600 и БН-800 не будут превышать 900–1000 эфф.сут. Для инновационных ядерных реакторов на быстрых нейтронах нового поколения, возможно, потребуются более радиационно-стойкие нераспускающие поглощающие материалы с высокой физической эффективностью. Таким материалом является гидрид гафния (HfH_x , где $x=1,3–1,5$). Физическая эффективность этого материала в исходном состоянии немногим уступает карбиду бора 80%-го обогащения по изотопу бор-10 и за 10 лет эксплуатации снижается не более, чем на 8–10% (у B_4C снижение на 20–30% из-за выгорания изотопа бор-10). Гидрид гафния планируется использовать в стержнях СУЗ проектируемого в Японии реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем четвертого поколения JSFR, серийное строительство которых ожидается в 2030–2040 гг.

Предлагается также вернуться к использованию в стержнях СУЗ ядерных реакторов на быстрых нейтронах поглощающих материалов на основе европия.

Для органов регулирования ядерных реакторов с тяжелым теплоносителем (свинец, свинец-висмут) предлагается поглощающая композиция Hf^{10}B_2 с физической плотностью более 10 г/см³ и двойным поглотителем на основе ^{10}B и Hf.

Для ядерных реакторов на тепловых нейтронах разработана новая поглощающая композиция, гафнат диспрозия, по своим эксплуатационным характеристикам не имеющая мировых аналогов.

В работе представлены некоторые результаты проведенных исследований поглощающих материалов и стержней СУЗ для действующих и проектируемых инновационных реакторов.

ПОГЛОЩАЮЩИЕ МАТЕРИАЛЫ И КОНСТРУКЦИИ СТЕРЖНЕЙ СУЗ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Несмотря на низкую радиационную стойкость всех п,α-поглотителей на основе изотопа бор-10, они, безусловно, будут применяться в стержнях СУЗ инновационных ядерных реакторов на быстрых нейтронах благодаря прежде всего их уникальным ядерным свойствам – эффективно поглощать нейтроны высоких энергий (рис. 1).

В реакторе БОР-60 было исследовано более 200 различных п,α- и п,γ-поглотителей. В частности, было показано, что таблетки карбида бора застехиометрического состава B_xC (где $x = 6–10$) имеют аналогичную B_4C радиационную стойкость (рис. 2), но при этом их физическая эффективность на 6–8% выше благодаря более высокой ядерной плотности изотопа бор-10. В НИИАР изготавливаются таблетки B_4C с плотностью выше 95% от теоретической методом «горячего» прессования с более высокой радиационной стойкостью, которые характеризуются меньшей механической прочностью и при распухании не деформируют оболочку (рис. 3).

Наилучшие результаты «горячего» прессования получены при использовании ультрадисперсного порошка B_4C с размером частиц менее 80 нм.

Перспективным конструкторским решением является использование кольцевых поглощающих элементов из карбида бора, что позволяет существенно (на 5–

15%), повысить их физическую эффективность или использовать B_4C с меньшим обогащением по изотопу бор-10 (рис. 4). Работоспособность таких изделий, как уже говорилось выше, также подтверждена в реакторе БОР-60, а позднее в БН-350.

При использовании стержней СУЗ с карбидом бора высокого обогащения по изотопу бор-10, особенно в режиме аварийной защиты, среднее выгорание изотопа бор-10 редко превышает 1–2% для реактора БН-600 (энергетических реакторов большой мощности). Стержни выгружаются из ядерного реактора из-за низкой радиационной стойкости конструкционных материалов. При этом допустимое выгорание, которое не приводит к резкому снижению физической эффективности изделий, составляет 20% изотопа бор-10. Это позволяет неоднократно использовать обо-

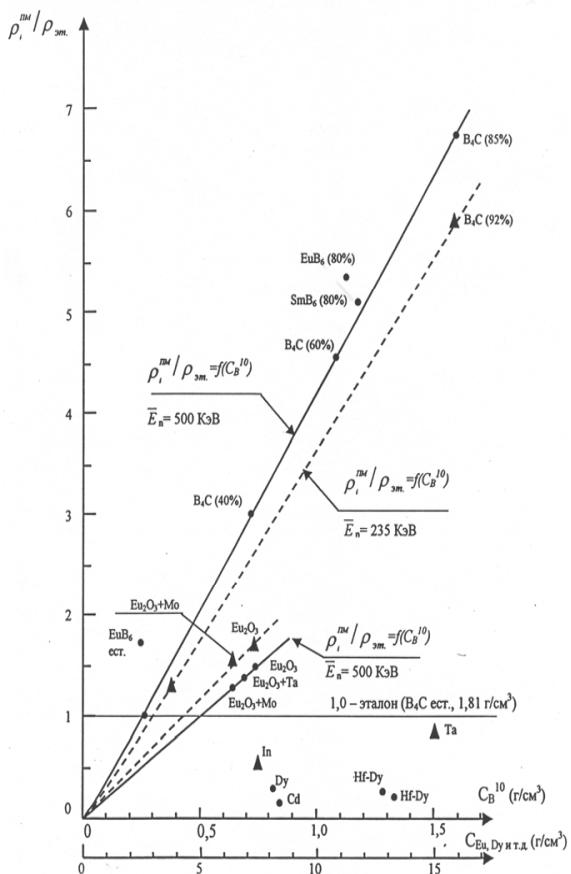


Рис. 1. Физическая эффективность поглощающих материалов в быстром спектре нейтронов

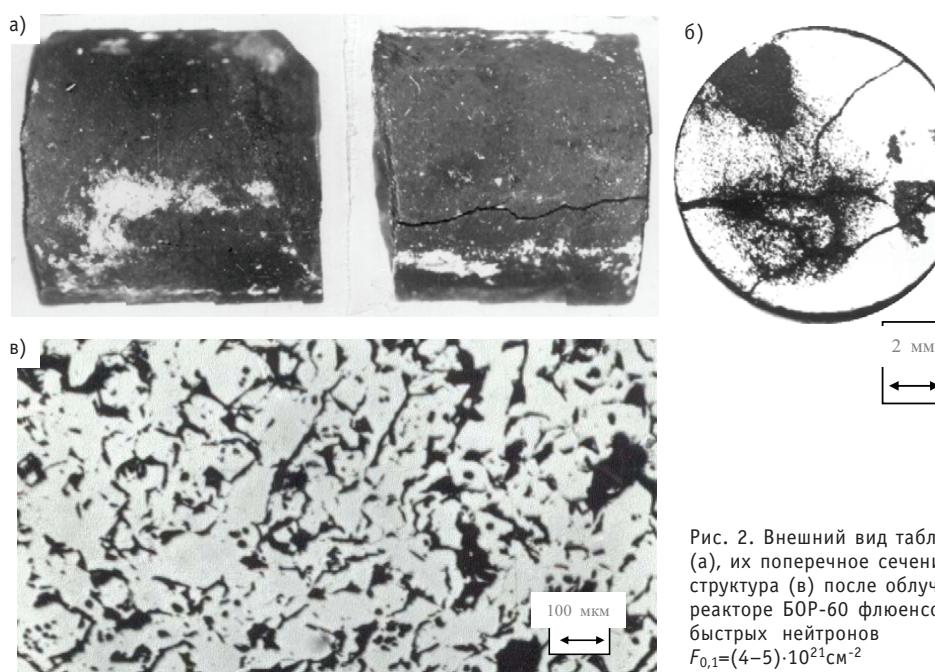


Рис. 2. Внешний вид таблеток $B_{10}C$ (а), их поперечное сечение (б) и структура (в) после облучения в реакторе БОР-60 флюенсом быстрых нейтронов $F_{0,1}=(4-5)\cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$

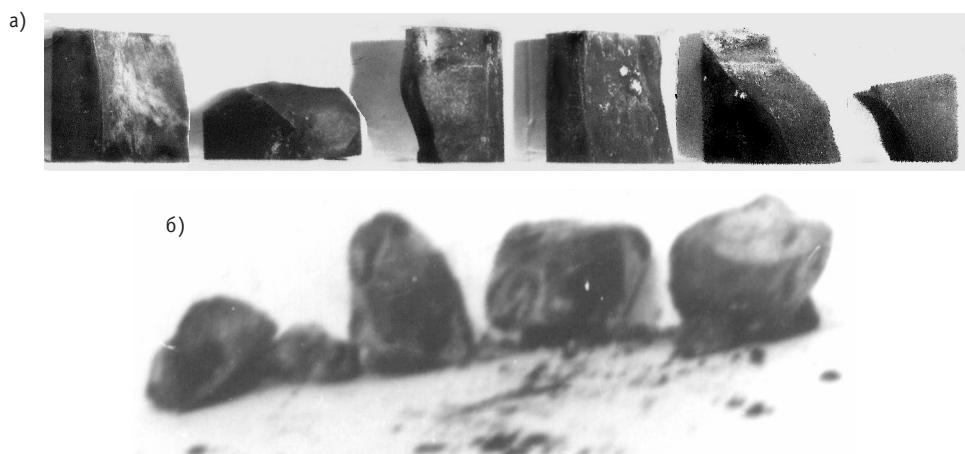


Рис. 3. Внешний вид таблеток B_4C после облучения в реакторе БОР-60 до 17% выгорания изотопа бор-10: а) – штатные таблетки; б) – рефабрицированные таблетки с меньшей механической прочностью

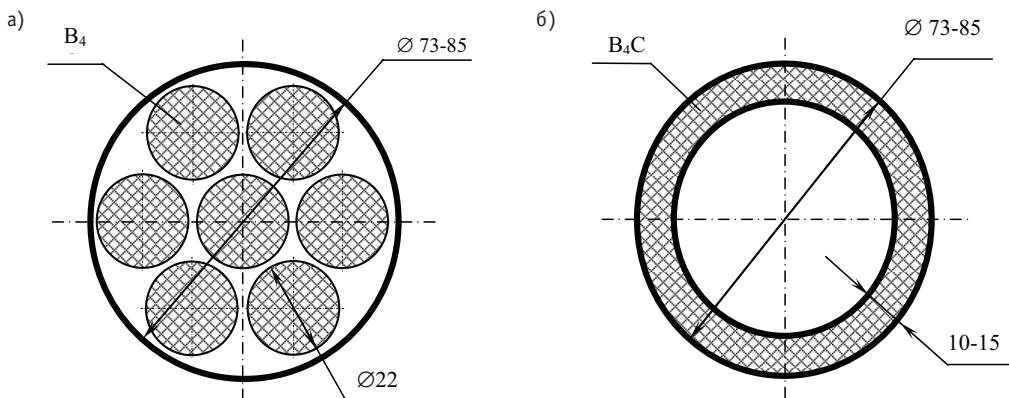


Рис. 4. Схема поперечного сечения конструкции штатного (а) и нового стержня (б) СУЗ с B_4C для инновационных ядерных реакторов

гащенный карбид бора в стержнях СУЗ после его извлечения из отработавших изделий. И такие технологии были разработаны в нашем институте в 1990-е гг. Схема впервые в мире на практике реализованного для реактора БОР-60 замкнутого цикла в использовании карбида бора высокого обогащения по изотопу бор-10 представлена на рис. 5. По этой технологии с 1996 г. изготавливаются стержни СУЗ для реактора БОР-60.

С использованием отработавших в реакторе БОР-60 стержней СУЗ (переработано более 40 изделий) были решены научные и технические задачи по радиохимической переработке карбида бора. С 2002 г. данная технология применяется и для стержней АЗ реактора БН-600 и, безусловно, будет востребована для инновационных ядерных реакторов на быстрых нейтронах следующего поколения. Актуальна она и для кластерных сборок PWR и других реакторов на тепловых нейтронах с MOX-толливом, в которых планируется использование B_4C 60%-го обогащения по изотопу бор-10.

Для органов регулирования ядерных реакторов с тяжелым теплоносителем (свинец, свинец-висмут) предлагается поглощающая композиция $Hf^{10}B_2$ с физической плотностью более 10 г/см³ и двойным поглотителем – ^{10}B и Hf.

Впервые в конце 1980-х гг. в реакторе БОР-60 были испытаны образцы гидрида гафния ($HfH_{1,65}$) и показана их высокая радиационная стойкость. После публи-

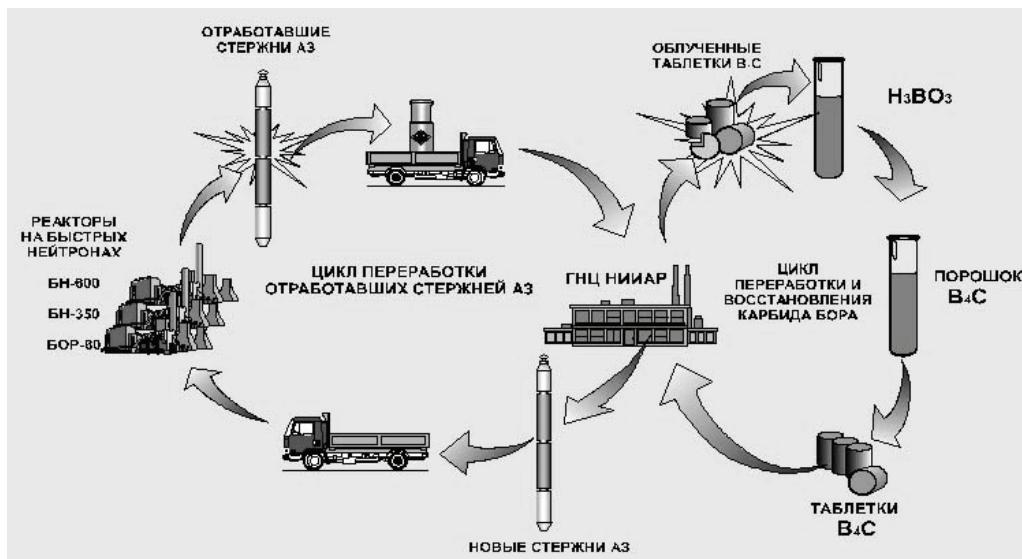


Рис. 5. Схема замкнутого цикла в использовании карбида бора высокого обогащения по изотопу бор-10

кации этих данных специалисты Японии в начале 2000-х годов показали, что $\text{HfH}_{1,0}$ по физической эффективности практически соответствует B_4C 80%-го обогащения по изотопу бор-10, но в отличие от последнего длительное время сохраняет высокую физическую эффективность (рис. 6). С 2010 г. планируется облучение в реакторе БОР-60 макетов поглощающих элементов с гидридом гафния до высоких повреждающих доз для обоснования их работоспособности в течение 10 лет в данном реакторе. Эта новая концепция, схематично показанная на рис. 7, является перспективной и для отечественных инновационных ядерных реакторов.

В России накоплен уникальный опыт по эксплуатации органов регулирования на основе европия. Оксид европия распухает не более, чем на 1% (рис. 8) при

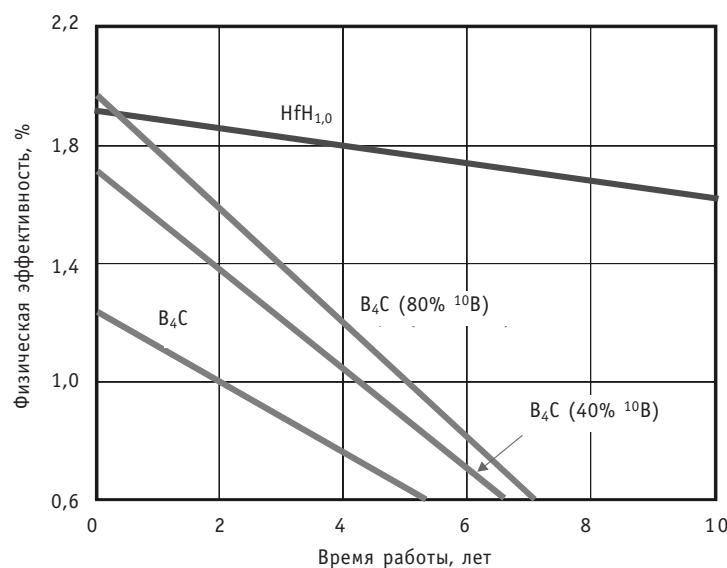


Рис. 6. Зависимость физической эффективности $\text{HfH}_{1,0}$ и B_4C различного обогащения по изотопу бор-10 в зависимости от времени эксплуатации в ядерном реакторе на быстрых нейтронах

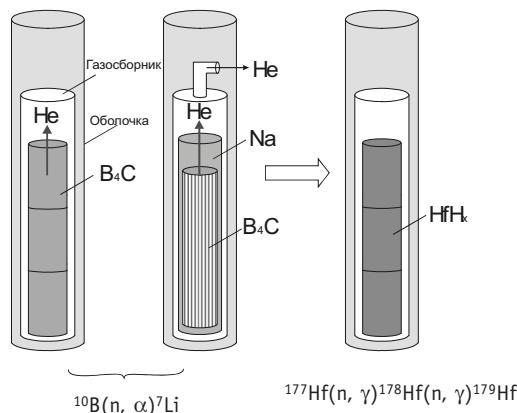


Рис. 7. Концепция использования поглощающих материалов в инновационных ядерных реакторах Японии

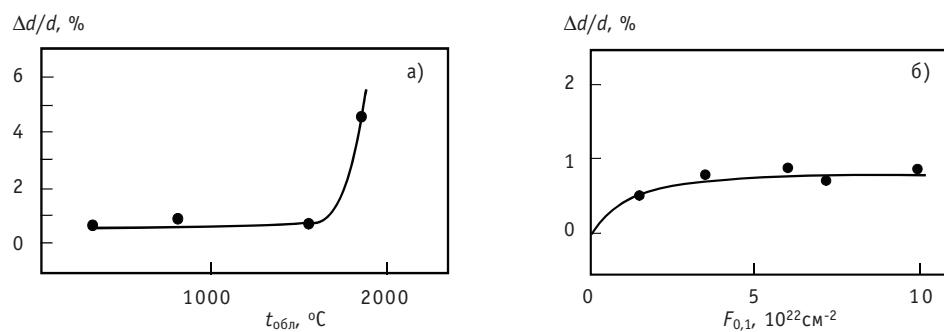


Рис. 8. Зависимость изменения диаметра таблеток Eu_2O_3 от флюенса быстрых нейтронов (а) и температуры облучения (б)

условии, если температура облучения не превышает 1600–1700°C, таблетки сохраняют целостность и градиент температур ниже 45°C/мм. При большем градиенте происходит растрескивание и фрагментация таблеток (рис. 9).

Перспективными остаются конструкции стержней СУЗ «ловушечного» типа с использованием кольцевого поглощающего элемента из Eu_2O_3 и замедляющего элемента с гидридом циркония (ZrH_x), расположенного по центру поглощающего элемента. Такие изделия успешно более двух лет отработали в реакторе БОР-60.

Основная проблема связана с высокой наведенной активностью радионуклидов европия (до 60 Ки/г) и длительным периодом полураспада (8–13 лет). Отказ

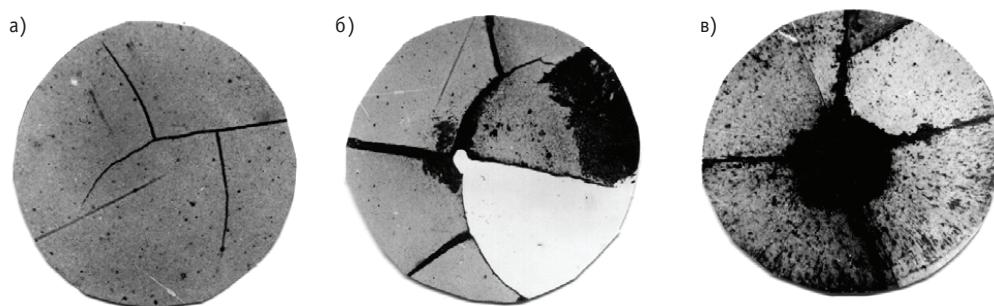


Рис. 9. Поперечные сечения таблеток Eu_2O_3 после реакторного облучения: а) $F_{0,1}=1,05 \cdot 10^{23} \text{cm}^{-2}$; $t=630-890^\circ\text{C}$; б) $F_{0,1}=1,4 \cdot 10^{21} \text{cm}^{-2}$; $t=920-1420^\circ\text{C}$; в) $F_{0,1}=2,72 \cdot 10^{20} \text{cm}^{-2}$; $t=1100-1850^\circ\text{C}$

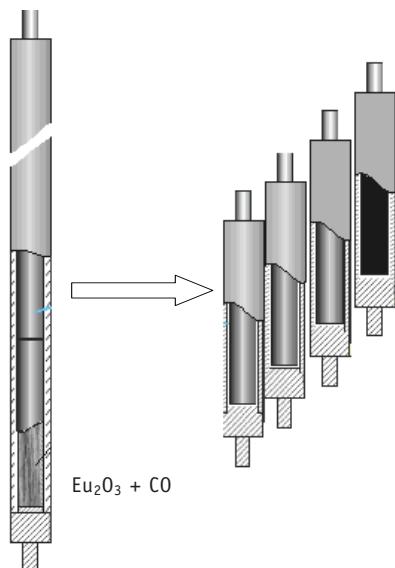


Рис. 10. Двухцелевые стержни СУЗ с поглощающими вкладышами на основе европия

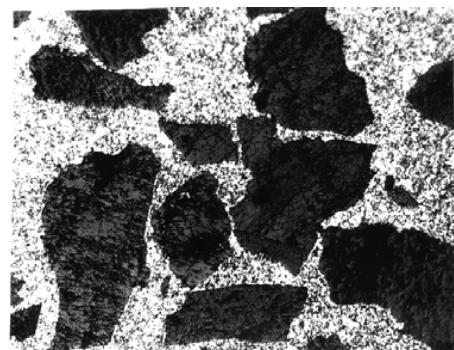


Рис. 11. Структура $\text{Eu}_2\text{O}_3 + \text{Co}$ после облучения в реакторе БОР-60:
 $F_{0,1} = 2,1 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$; $t = 740 - 1100^\circ\text{C}$

в 1980–1990-е гг. от использования поглощающих материалов на основе европия во многом был связан с проблемами по обращению с отработавшими изделиями.

В будущем, перспективными могут быть конструкции двухцелевых стержней СУЗ. После эксплуатации в ядерных реакторах поглощающие сердечники с европием переампулируются во вторые герметичные оболочки и будут использоваться в качестве гамма-источников (рис. 10).

Перспективной для этих конструкций является поглощающая композиция $\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Co}$, которая также показала высокую радиационную стойкость после испытаний в реакторе БОР-60 (рис. 11).

Матрица из кобальта не только повышает на порядок температуропроводность материала (с 1–2 Вт·м/к у Eu_2O_3 до 30–50 Вт·м/к у $\text{Eu}_2\text{O}_3+\text{Co}$), но и служит своеобразным дополнительным защитным барьером, предотвращающим контакт радионуклидов европия с атмосферой. Кроме того, кобальт также активируется и вносит дополнительный вклад в общую активность сердечника.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ПОГЛОЩАЮЩИЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

В реакторе БОР-60 выполнен большой цикл работ по испытаниям поглощающих материалов и макетов органов регулирования для ядерных реакторов (рис. 12).

После облучения в реакторе БОР-60 часть изделий исследовали в «горячих» камерах, а остальные продолжали облучать в реакторах СМ или МИР. Это позволяет набирать необходимую повреждаемую дозу от суммарного воздействия быстрых и тепловых нейтронов за сравнительно короткое время. Радиационная повреждаемость целого класса π, γ -поглотителей на основе редкоземельных элементов зависит от флюенса быстрых нейтронов, и облучение в быстром спектре нейтронов позволяет надежно обосновать их эксплуатационные свойства. Например, первые испытания гафната диспрозия ($n\text{Dy}_2\text{O}_3m\text{HfO}_2$) в конце 1990-х гг. были проведены в реакторе БОР-60 (рис. 13).

Дальнейшие исследования показали, что данный материал с разупорядоченной флюоритной кристаллической структурой не имеет мировых аналогов. Он практически не чувствителен к реакторному облучению, не подвержен распуханию, имеет высокую физическую эффективность и обеспечивает время эксплуатации

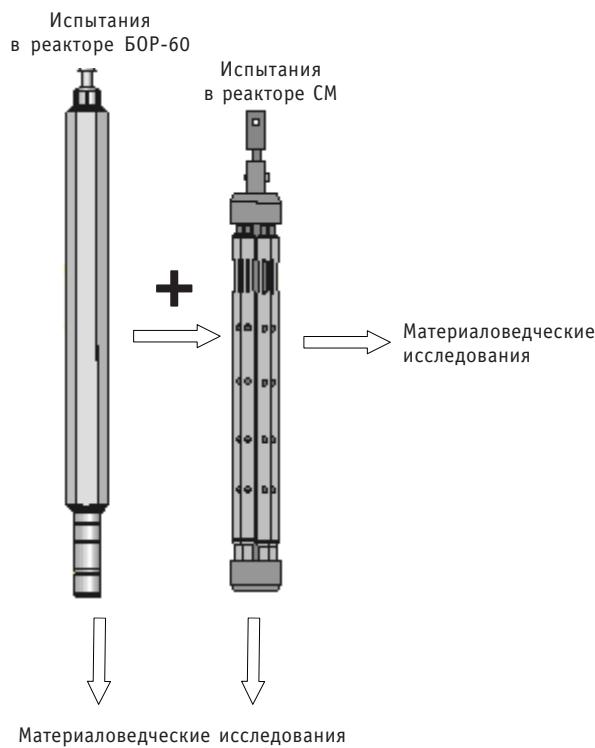


Рис. 12. Методика ускоренных реакторных испытаний поглощающих материалов и макетов органов регулирования

ПЭЛ ПС СУЗ ВВЭР-1000 в течение 25–30-ти лет. С этим поглощающим материалом мы связываем будущее развитие органов регулирования инновационных ядерных реакторов на тепловых и промежуточных нейтронах следующего поколения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Карбид бора различного обогащения по изотопу бор-10 остается основным поглощающим материалом для стержней аварийной защиты ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Перспективным направлением является использование стержней с кольцевыми образцами карбида бора большого диаметра.

Время эксплуатации органов регулирования с карбидом бора ограничено 50%-ым выгоранием по изотопу бор-10 и для ре-

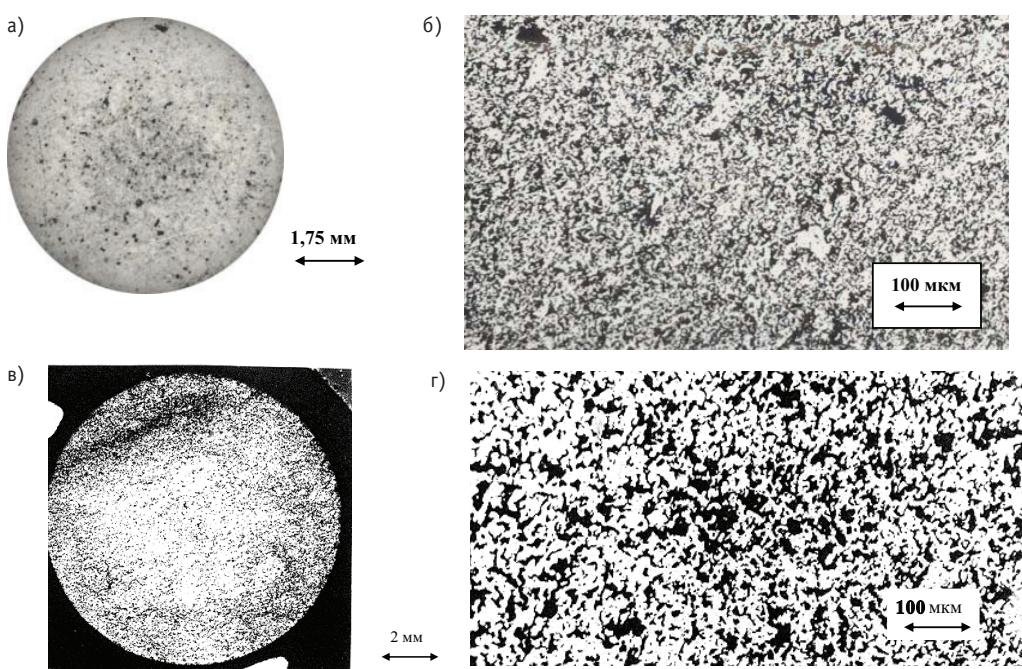


Рис. 13. Поперечные сечения (а, в) и структура (б, г) графита диспERSIONя до (а, б) и после облучения в реакторе БОР-60 (в, г) флюенсом быстрых нейтронов $F_{0,1} = 10^{21} \text{ см}^{-2}$

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

акторов на быстрых нейтронах не превышает 1000–1200 эфф.сут.

Для увеличения ресурса органов регулирования быстрых реакторов предлагаются поглощающие материалы на основе европия и гидрида гафния.

Использование гафната диспрозия позволяет увеличить время работы органов регулирования в ядерных реакторах на тепловых нейтронах до 25–30 лет.

Поступила в редакцию 14.10.2010

СОЗДАНИЕ СТЕРЖНЕЙ АЗ РЕАКТОРА БН-600 НА ОСНОВЕ РЕФАБРИЦИРОВАННОГО КАРБИДА БОРА С РЕСУРСОМ 745 ЭФФ. СУТОК

**В.Д. Рисованый*, А.В. Захаров*, Е.П. Клочков*, В.Ф. Соколов*,
А.Г. Осипенко*, В.В. Мальцев**, А.И. Карпенко**, Е.А. Козманов**,
А.М. Тучков**, Б.А. Васильев***, О.В. Мишин***,
Ю.К. Александров*****

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

**Белоярская АЭС, г. Заречный

***ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



На основе разработанной технологии рефабрикации обогащенного карбida бора из отработавших стержней аварийной защиты (АЗ) был создан замкнутый цикл, обеспечивающий его многократное использование в качестве сердечника поглощающих элементов. Создан специализированный участок изготовления органов СУЗ, который обеспечивает все необходимые требования к производству штатных стержней АЗ.

Ключевые слова: выгорание, карбид бора, ресурс, рефабрикат, стержень АЗ.
Key words: burnup, boron carbide, lifetime, refabricated absorber, safety rod.

ВВЕДЕНИЕ

В начале 90-х гг. прошлого столетия в НИИАР были инициированы работы по созданию замкнутого цикла использования обогащенного изотопом ^{10}B карбida бора, являющегося поглощающим материалом стержней АЗ реакторов на быстрых нейтронах. Поводами для разворачивания работ в этом направлении были отсутствие в России собственного производства борсодержащих материалов, обогащенных изотопом ^{10}B , неэффективное использование дорогостоящего поглощающего материала в стержнях АЗ, поиск путей переработки хранящихся в бассейнах выдержки большого количества отработавших стержней АЗ.

На первом этапе эти работы проводились в инициативном порядке для реактора БОР-60. В результате была создана и апробирована технология замкнутого цикла использования обогащенного карбida бора в стержнях АЗ реактора БОР-60. Она включает в себя извлечение стержней АЗ из бассейна выдержки, их разделку, радиохимическую переработку облученного карбida бора, получение очищенных от радионуклидов борсодержащих соединений (H_3BO_3 , B_2O_3), синтез порошка карбida бора, изготовление горячепрессованных блоков карбida бора и

© В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков, В.Ф. Соколов, А.Г. Осипенко, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, А.М. Тучков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Ю.К. Александров, 2011

изготовление стержней А3 на их основе, которые возвращаются на эксплуатацию в реактор.

В 2000–2003 гг. с участием БАЭС и ОКБМ полученный опыт был реализован на реакторе БН-600. Были разработаны, изготовлены и прошли эксплуатацию два опытных стержня А3 на основе рефабрицированного карбида бора (первый стержень А3 РНAT.506325.007 эксплуатировался 428 эфф.сут, второй – РНAT.506325.006 эксплуатировался 570 эфф. сут). Это стало основанием для разработки в 2006 г. штатных (с присвоением литеры О₁) стержней А3 РНAT.506325.012 на основе рефабрицированного карбида бора реактора БН-600 с назначенным ресурсом 560 эфф. сут.

В НИИАР были изготовлены и прошли эксплуатацию в реакторе БН600 четыре стержня А3 с рефабрицированным карбидом бора. Их успешная эксплуатация в реакторе позволила БАЭС и ОКБМ совместно с НИИАР и ФЭИ в 2009 г. обосновать увеличение ресурса стержня А3 РНAT.506325.012 с рефабрицированным карбидом бора с 560 до 745 эфф. сут.

В данном докладе приведено краткое изложение основных этапов работы и полученных результатов.

КОНСТРУКЦИИ СТЕРЖНЕЙ А3 РЕАКТОРА БН-600 И УСЛОВИЯ ИХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Система управления и защиты реактора БН-600 включает в себя пять стержней А3 с сердечниками из вкладышей горячепрессованного карбида бора с 80%-ным обогащением по изотопу ¹⁰B, а также один стержень АЗП, 19 КС и два РС с сердечниками на основе естественного карбида бора.

Стержни А3 предназначены для обеспечения сброса мощности реактора БН600 и перевода его в подкритическое состояние при нарушении нормальной эксплуатации.

В реакторе БН-600 в 2003 г. началась эксплуатация стержней А3 2637.00.000 с назначенным ресурсом 560 эфф.сут, а до 2006 г. применялись также стержни А3 1663.00.000 с назначенным ресурсом 500 эфф.сут. Конструкция стержней А3 приведена на рис. 1.

В конструкцию стержня А3 1663.00.000 входят головка, верхнее удлинительное звено, верхнее поглощающее звено, нижнее поглощающее звено и нижнее удлинительное звено. Материалом конструкционных элементов стержня является сталь 08Х18Н10Т – чехловая труба и 12Х18Н10Т – головка, детали шарнира и хвостовик. Оболочки пэлов изготавливаются из стали 0Х16Н15М3Б (ЭИ-847). В качестве поглотителя нейтронов используются вкладыши горячепрессованного карбида бора с 80%-ным обогащением по изотопу ¹⁰B.

Конструкции стержня А3 2637.00.000 отличаются следующим:

- стержень имеет одно рабочее звено,

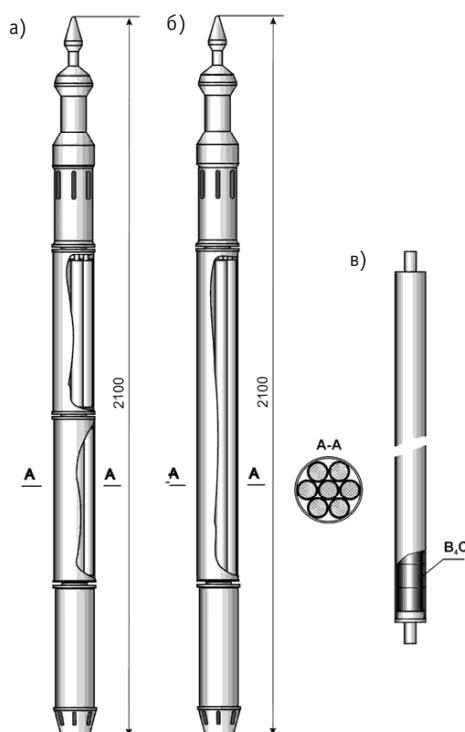


Рис.1. Конструкция штатного стержня А3 1663.00.000 (а), модернизированного штатного стержня А3 2637.00.000 (б) и их поглощающего элемента (в)

что позволило увеличить длину поглощающей части;

- в пэлах увеличены осевые и радиальные зазоры для компенсации распухания поглотителя;
- в качестве конструкционных материалов использовалась сталь ЭП450 Ш для чехловых труб, сталь 05Х12Н2М для деталей шарниров и хвостовиков и сталь ЧС68-ИД для оболочек пэлов.

В конструкции пэлов обоих стержней предусмотрен узел негерметичности, обеспечивающий заполнение натрием зазоров между столбом поглотителя и оболочкой и выход гелия – продукта (n,α)-реакции.

Стержни А3 перемещаются в активной зоне ИМ, в каналах, образованных направляющей трубой и гильзой ОК-505 02-51СП.

В таблице 1 представлены основные технические характеристики конструкций использованных в реакторе БН-600 штатных стержней А3.

Таблица 1

Основные технические характеристики стержней А3 реактора БН-600

Параметр	Конструкция стержня А3	
	1663.00.000	2637.00.000
Номинальная длина стержня, мм	2100	2100
Номинальная масса стержня, кг	25	21,5
Количество рабочих звеньев	Два	Одно
Номинальный размер чехловой трубы стержня, мм	$\varnothing 73 \times 1$	$\varnothing 73 \times 1$
Номинальный наружный диаметр стержня по шарнирам, мм	74	74
Количество пэлов, шт.	Верхнее звено – 7 Нижнее звено – 7	7
Номинальный размер оболочки пэла, мм	$\varnothing 23 \times 0,7$	$\varnothing 23 \times 0,7$
Номинальная масса поглощающего материала, кг	3,4	3,55
Обогащение по ^{10}B , % ат.	80	80
Номинальная длина столба поглотителя, мм	Верхнее звено – 330* Нижнее звено – 300*	800
Номинальный диаметр вкладышей карбида бора, мм	Верхнее звено – 21,0 Нижнее звено – 19,6	19,6
Длина осевого зазора в пэлах, мм	Верхнее звено – 17 Нижнее звено – 15	45
Количество вытеснителей, шт.	6	6
Номинальный диаметр вытеснителей, мм	8	8
Материал чехловых труб	Сталь 08Х18Н10Т	Сталь 12Х12М1БФР-Ш (ЭП450-Ш)
Материал головки, деталей шарниров и хвостовика	Сталь 12Х18Н10Т	Сталь 05Х12Н2М
Материал оболочек пэлов (вытеснителей)	06Х16Н15М3Б (ЭИ-847)	06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)

При работе реактора на мощности стержни А3 находятся в верхнем рабочем положении, при котором поглощающая часть стержней выведена из активной зоны, в пределах активной зоны находятся хвостовик и наконечник стержня.

Основные данные по условиям эксплуатации стержней А3 в реакторе БН-600 приведены в табл. 2.

Таблица 2

**Основные эксплуатационные характеристики
стержней А3 реактора БН-600**

Параметр	1663.00.000	2637.00.000
Назначенный ресурс при работе реактора на номинальной мощности, эфф. сут	500	560
Максимальное выгорание, %		
• атомов изотопа B^{10}	18	19,2
• атомов бора	14,4	15,4
Максимальная повреждающая доза, сна		
• элементы конструкции	58	73
• оболочки пэлов	13,7	17,5
Максимальный флюенс, н/см ²		
• элементы конструкции	$1,35 \times 10^{23}$	$1,68 \times 10^{23}$
• оболочки пэлов	$3,2 \times 10^{23}$	$0,37 \times 10^{23}$

Распределение потока нейтронов по длине стержней А3 при эксплуатации весьма неравномерно (рис. 2). Выгорание изотопа B^{10} по высоте поглощающего столба максимально на уровне нижнего торца и быстро снижается по высоте с удалением от него.

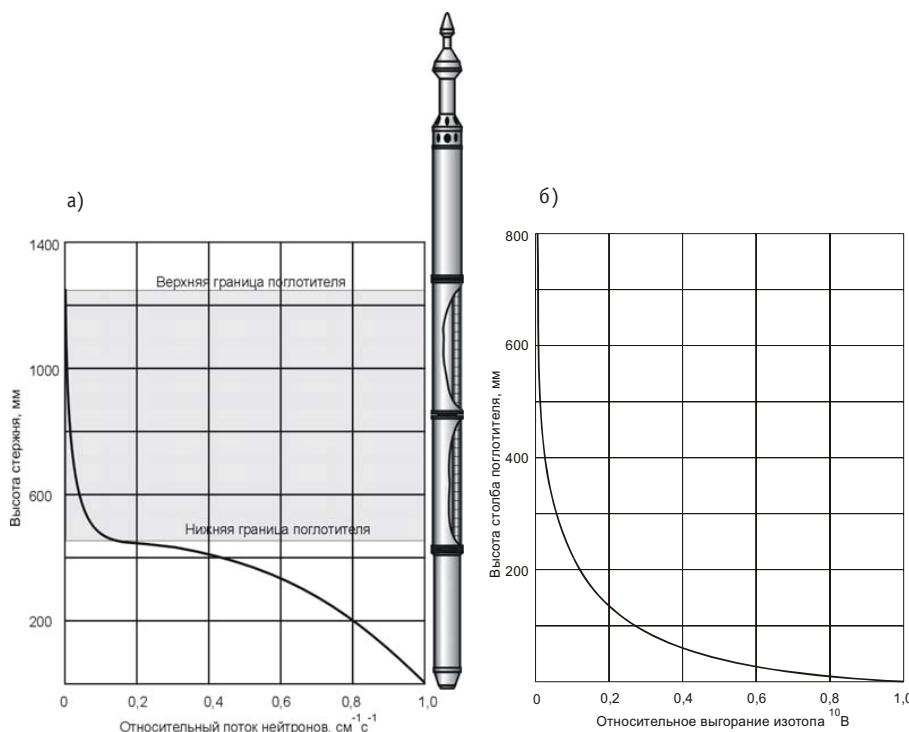


Рис. 2. Типичное относительное распределение потока нейтронов по высоте стержня А3 реактора БН-600 (а) и распределение выгорания изотопа B^{10} по высоте его поглощающего сердечника (б)

нием от нижнего конца. В реакторе БН-600 за время эксплуатации в течение 500 эфф.сут максимальное выгорание изотопа ^{10}B в сердечнике стержня А3 не превышает 18%. При этом среднее по объему поглощающего сердечника выгорание составляет 5,5%. Связанное с выгоранием поглощающего изотопа снижение физической эффективности стержня при этом незначительно и не влияет на его работоспособность.

Для стержня А3 1663.00.000 назначенный ресурс 365 эфф.сут был установлен в 1985 г. В 2003 г. ОАО «МЗП» было выпущено извещение об изменении в 1663.00.000ТУ назначенного ресурса с 365 на 500 эфф.сут.

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ В РЕАКТОРЕ БН-600 СТЕРЖНЕЙ А3

Результаты исследований отработавших в реакторе БН-600 стержней А3 показали, что исчерпание ресурсных возможностей этих изделий связано с деградацией механических свойств конструкционных материалов нижнего удлинителя, чехловых труб и оболочек пэлов.

Так, проведенные в НИИАР и БАЭС материаловедческие исследования показали, что нижнее удлинительное звено стержня, отработавшего 330 эфф.сут, имело заметный невооруженным глазом изгиб из-за неравномерного распухания материала (рис. 3). Ударная вязкость материала удлинителя (сталь 09Х18Н10Т) чрезвычайно низкая, и образцы хрупко разрушались при испытаниях на ударной машине. Пластичность материала оболочек пэлов (сталь 08Х16Н15М3Б) при рабочей температуре 500°C снизилась до 3%.

Состояние блоков карбида бора из пэлов характеризовалось тем, что часть из них (30–40%), особенно из пэлов верхних звеньев, сохранили целостность, форму и геометрические размеры в пределах допуска на изготовление. Большая часть блоков, особенно в нижних частях пэлов и почти все из пэлов нижних звеньев были разрушены на фрагменты различной величины.

Извлеченные из стержней А3 блочки карбида бора имели заметную наведенную гамма-активность. Основной вклад в гамма-фон вносят высокоактивные и долгоживущие радионуклиды европия, кобальта и цезия. Происхождение радионуклидов европия и кобальта связано с наличием в карбиде бора примесей, которые попадают в него на стадии изготовления блоков. Эти примеси расположены, как правило, на границах зерен. Радионуклид ^{137}Cs присутствует только в пэлах негерметичных конструкций стержней А3, и загрязнение сердечника связано с наличием цезия в натриевом теплоносителе.

После эксплуатации в течение 398 и 420 эфф.сут было отмечено увеличение геометрических размеров хвостовика стержней А3 1663.00.000 до 1,2%, а удлинителя до 2,2% как следствие радиационного распухания. Величина максимального изменения диаметра оболочек пэлов в их нижней части достигала 0,8%. Результаты измерений искривления удлинителя показали, что его изгиб достигает 1,5 мм. Пластичность стали 09Х18Н10Т, из которой изготовлены удлинители, снизилась до значений 0–0,8%.

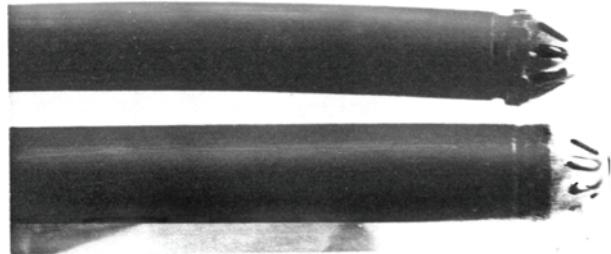


Рис. 3. Нижние удлинители стержней А3 1663.00.000 после 330 эфф.сут (а) и 100 эфф.сут (б) эксплуатации в реакторе БН-600

В то же время экспериментально определенные значения выгорания поглотителя для нижней части пэлов в 3–5 раз ниже расчетных значений.

Таким образом, результаты материаловедческих исследований отработавших стержней А3 конструкции 1663.00.000 свидетельствуют о достижении их физического ресурсного предела. При эксплуатации более 400–420 эфф.сут возрастает риск выхода их из строя при воздействии механических нагрузок из-за низкой пластичности стальных элементов в наиболее облученной нижней части конструкции. При этом низкое среднее выгорание поглощающего изотопа в сердечнике позволяет повторно использовать его в реакторе.

СОЗДАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ СТЕРЖНЕЙ СУЗ ИЗ РЕФАБРИЦИРОВАННОГО КАРБИДА БОРА

Проведенные в НИИАР исследования позволили разработать и реализовать на практике технологию рефабрикации, обеспечивающую замкнутый цикл использования обогащенного карбида бора в стержнях А3 (рис. 4).

На первой стадии этих работ была изучена возможность прямого использования малоактивных блоков карбида бора из отработавших стержней А3 для изготовления новых стержней. После тщательного контроля и аттестации извлеченных малоактивных и сохранивших целостность блоков был изготовлен стержень А3 для реактора БОР-60. Гамма-активность изготовленного стержня была приемлемой для обращения с ним по штатной транспортной технологии при загрузке в реактор. Мощность экспозиционной дозы на поверхности стержня не превышала 250–300 мкр/с, что не препятствовало ручным операциям с ним.

Опытная эксплуатация такого стержня в течение 428 эфф.сут и материаловедческие исследования после эксплуатации показали, что признаков нарушения его работоспособности нет и его ресурс не исчерпан. Это позволило в дальнейшем по разработанной технологии изготовить еще пять стержней А3, которые также успешно отработали в реакторе и показали высокую работоспособность.

Однако этот путь использования карбида бора из отработавших стержней СУЗ не позволял использовать весь объем извлеченного материала из-за высокой наведенной активности сердечника и наличия блоков с нарушениями целостности.

Для полной рефабрикации блоков облученного карбида бора была разработана технология радиохимической переработки, основанная на химических процессах хлорирования карбида бора с последующим гидролизом и углеродическим синтезом карбида бора.

При радиохимической переработке облученные таблетки карбида бора помещаются в кварцевый аппарат-хлоратор, который находится в электрической печи. В аппарат подается хлор, который при температуре 850–900°C, взаимодействуя с карбидалом бора, образует свободный от радионуклидов легколетучий трихлорид бора (BCl_3). Через аэрозольный фильтр и гидрозатвор трихлорид бора поступает в гидролизатор, где происходит образование раствора борной кислоты. Остатки хлора поступают в узел поглощения. После завершения процесса на дне хлоратора остается сухой осадок отходов в виде порошка углерода со всеми радиоактивными примесями. Борная кислота в виде осадка и раствора поступает на выпаривание и вакуумную сушку, в результате чего образуется, в зависимости от режимов сушки, кристаллическая борная кислота или борный ангидрид. После размола и просева получается порошок борной кислоты или борного ангидрида, пригодный для синтеза карбида бора. После хлорной переработки продукт полностью свободен от радионуклидов.

Впоследствии эта технология была усовершенствована, чтобы исключить использование газообразного хлора, заменив его четыреххлористым углеродом. При

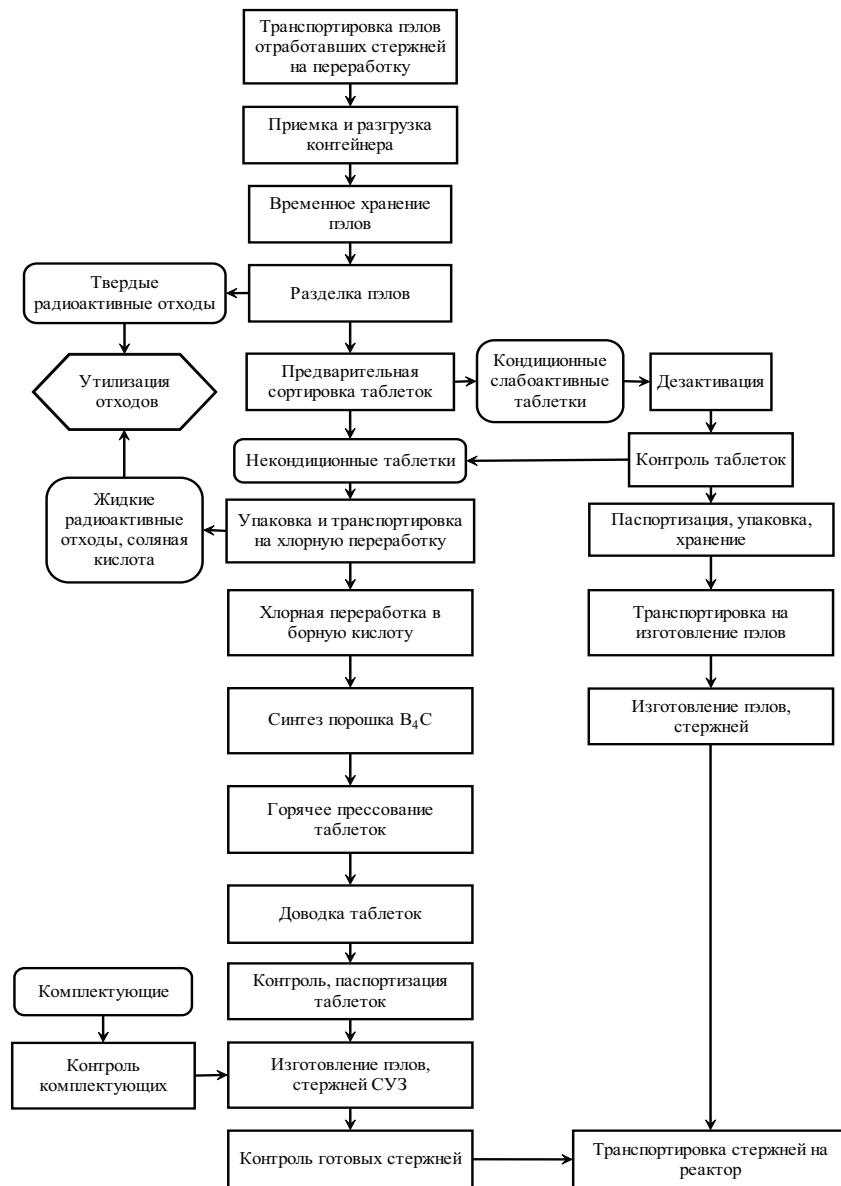


Рис.4. Схема переработки карбида бора из отработавших стержней АЗ и восстановления карбида бора существенном увеличении производительности новая технология более экологически чиста и экономична.

Для синтеза карбида бора используется технология углеродтермического восстановления из оксида или борной кислоты с избытком углерода по реакции



Для проведения синтеза готовится шихта, содержащая мелкодисперсную борную кислоту или борный ангидрид и сажу. Опытным путем были выбраны оптимальные гранулометрический и массовый составы шихты, температура и продолжительность процесса. Процесс проводится в вакуумных электропечах типа СШВЭ при температурах 2100–2200°C в графитовых тиглях. Получаемый порошок карбида бора по составу удовлетворял всем требованиям существующих техничес-

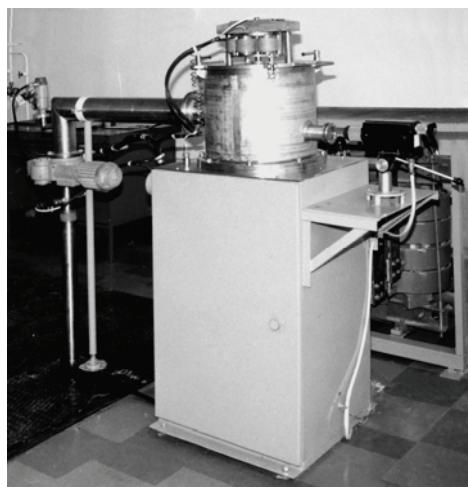


Рис. 5. Внешний вид установки горячего прессования блоков карбида бора

ких условий для сердечников поглощающих элементов стержней АЗ быстрых реакторов.

Для изготовления блоков карбида бора в НИИАР была разработана установка горячего прессования. Установка обеспечивает получение горячепрессованных блоков карбида бора практически «в размер» с сокращением потери карбида бора при шлифовании. Оптимизированы давление прессования, форма и размеры графитовых пресс-форм, что в совокупности обеспечивает их многократное использование. Плотность таблеток В₄С составляет 2,3–2,4 г/см³ (до 95% от теоретической). Внешний вид и схема установки горячего прессования показаны на рис. 5.

Для изготовления стержней СУЗ в НИИАР был создан специализированный технологический участок, на котором размещено необходимое технологическое и контрольное оборудование. Была разработана технологическая и конструкторская документация на участок. Технологический процесс изготовления стержней полностью соответствует требованиям действующих нормативов к производству органов регулирования атомных реакторов. На данном участке до настоящего времени производится изготовление всех органов регулирования реактора БОР-60.

С учетом опыта проектирования, изготовления и эксплуатации стержней АЗ реактора БОР-60 специалисты ОКБМ, БАЭС и НИИАР разработали и изготовили два опытных стержня АЗ РНAT.506325.006 и РНAT.506325.007 на основе рефабрицированного карбида бора для реактора БН-600 с назначенным ресурсом 580 эф.сут.

Поглощающие элементы АЗ РНAT.506325.007 (рис.6) включали в себя два вида поглощающих сердечников. В нижней части пэлов на длине 200 мм сердечник собран из блоков рефабрицированного обогащенного по изотопу ¹⁰B карбида бора. Верхняя часть сердечника собрана из неповрежденных блоков карбида бора, извлеченных из верхних, наименее облученных, поглощающих звеньев стержней АЗ 1663. Были проведены дезактивация их поверхности, визуальный осмотр, измерения геометрических размеров. Содержание изотопа ¹⁰B в таблетках было не ниже 80,2%. Таблетки рефабрицированного карбида бора имели обогащение

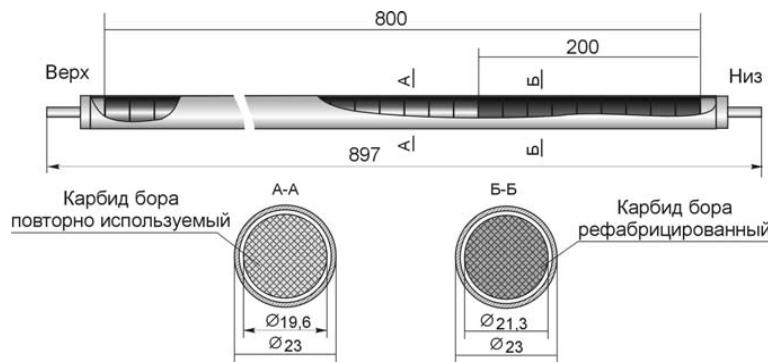


Рис. 6. Поглощающий элемент опытного стержня АЗ РНAT.506325.007

по изотопу ^{10}B 79,6%, что соответствует требованиям технических условий.

Особенности конструкции опытного АЗ РНАТ.506325.007, отличающие ее от штатных стержней АЗ 1663, следующие:

- применены радиационно-стойкие конструкционные материалы для изготовления чехловой трубы и шарниров (стали ЭП-450 и 05Х12Н2М соответственно);
- в стержне применен один шарнир, установленный между верхней частью стержня (головка с удлинительным звеном) и нижней (поглощающая часть с хвостовиком);
- исключен шарнир на длине поглощающей части стержня, за счет чего увеличена загрузка карбида бора в стержне;
- исключен нижний шарнир и массивные детали хвостовика, находящиеся в зоне высокого флюенса нейтронов и высоких энерговыделений.

По результатам входной инспекции при установке стержня в реактор было подтверждено соответствие изделия требованиям чертежно-технической документации. Максимальная мощность дозы гамма-излучения в средней части рабочего звена стержня АЗ составила 300 мкР/с – вплотную и 4 мкР/с – на расстоянии 1 м.

Поглощающие элементы опытного стержня АЗ РНАТ.506325.006 содержали только блочки рефабрицированного карбида бора.

При изготовлении стержней РНАТ.506325.006 и РНАТ.506325.007 на участке изготовления СУЗ были отработаны все необходимые технологические и контрольные операции, предусмотренные для штатных органов регулирования реактора БН-600.

СОЗДАНИЕ ШТАТНЫХ СТЕРЖНЕЙ АЗ РНАТ.506325.012 И РАБОТЫ В ОБОСНОВАНИЕ ЕГО РЕСУРСА 730 эфф.сут

Эксплуатация в реакторе БН-600 опытных стержней АЗ РНАТ.506.325.007 в течение 428 эфф.сут и РНАТ.506.325.006 в течение 570 эфф.сут и последующие материаловедческие исследования в НИИАР показали отсутствие признаков исчерпания их ресурса.

Во время работы опытных стержней отсутствовали признаки снижения проходимости в направляющем канале СУЗ, а усилия перемещения в процессе эксплуатации не превышали веса самого стержня. Также не было отмечено увеличения времени падения стержней в зону (0,68–0,78 с).

Результаты измерений диаметров пэлов после их эксплуатации в течение 570 эфф. сут указывают на отсутствие их распускания. При температуре испытаний 500°C равномерное удлинение стали ЭИ-847х.д. составило в среднем $1,8 \pm 0,4\%$, а предел текучести 700 ± 40 МПа при повреждающих дозах около 16 сна.

Максимальные повреждающие дозы на оболочке пэлов и хвостовике стержня соответственно составили 15,7 и 71,7 сна после эксплуатации 570 эфф.сут. Все элементы конструкции стержней сохранили целостность и прямолинейность, подвижность шарнирного соединения не нарушена, а диаметры основных элементов конструкции (верхнего шарнира, чехловой трубы рабочего звена и хвостовика) не изменились. Поглощающие элементы сохранили целостность и прямолинейность, диаметры оболочек пэлов практически не изменились, в том числе в нижней части, а осевой зазор между столбом поглотителя и заглушкой в верхней части пэлов составляет 20–21 мм (32–37 мм при исходных значениях согласно чертежной документации).

Послереакторные исследования карбида бора опытного стержня АЗ не выявили силового воздействия поглотителя на оболочку поглощающих элементов из-за низкого механического воздействия вкладышей из рефабрицированного карбида бора.

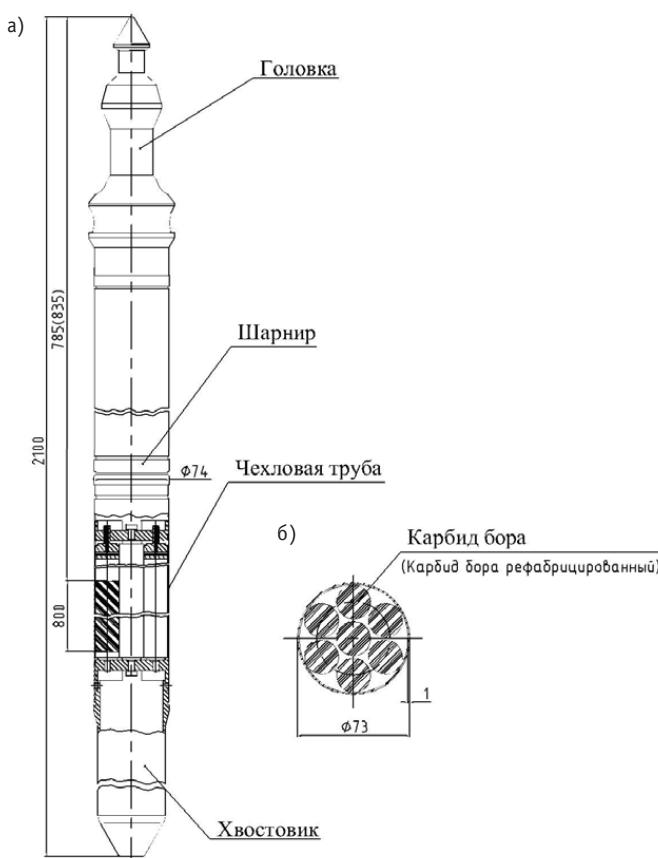


Рис. 7. Конструкция стержня АЗ PHAT.506325.012

гласовано с заинтересованными предприятиями и утверждено «Обоснование ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС со стержнями АЗ с рефабрицированным карбидом бора в активной зоне реактора БН-600». На его основе разработаны предложения по изменению ТОБ АС и изменению УДЛ на эксплуатацию энергоблока № 3 БАЭС. Разработано и согласовано с заинтересованными предприятиями извещение № 02-428 от 11.05.2006 г. об изменении «Технического обоснования безопасности атомной станции с энергоблоком БН-600» в связи с эксплуатацией штатного стержня АЗ PHAT.506325.012.

В октябре 2007 г. стержень АЗ PHAT.506325.012 установлен в реактор БН-600 в качестве штатного стержня аварийной защиты с назначенным ресурсом 560 эф. сут.

В 2009 г. ОКБМ совместно с БАЭС разработано, согласовано и утверждено «Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока № 3 Белоярской АЭС при эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эф.сут» и «Рабочая программа реакторных испытаний РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эф.сут».

На проведение работ по продолжению облучения стержня АЗ PHAT.506325.012 было получено разрешение Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору при условии, что ресурс РО АЗ не превысит 730 эф. сут (изменение № 6 от 29.09.2009 в условия действия лицензии (УДЛ)

Следующим шагом было проведение в 2006 г. комплекса мероприятий по переводу отработанной конструкции опытных стержней АЗ с рефабрицированным карбидом бора в разряд штатной продукции. ОКБМ совместно с НИИАР выпущен новый технический проект стержня АЗ PHAT.506325.012 с назначенным ресурсом 560 эф. сут, конструкция которого идентична конструкции испытанных опытных стержней (рис. 7). Переработана рабочая конструкторская и технологическая документация, по которой был изготовлен новый стержень АЗ. Комиссией по проведению предварительных и приемочных испытаний в составе ОКБМ, БАЭС, НИИАР, ФЭИ, ВНИИНМ стержень АЗ PHAT.506325.012 принят с присвоением ему литеры 0₁. Было разработано,

№ ГН-03-101-2075 от 02.03.2009). За время работы в течение пяти микрокампаний (54–58) РО А3 наработал 724,9 эфф.сут. Из активной зоны РО А3 выгружен 02.04.2010.

Реакторные испытания РО А3 с рефабрицированным карбидом бора проводились в полном соответствии с «Рабочей программой реакторных испытаний РО А3 с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эфф. суток» без нарушений нормальной эксплуатации. Нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации реактора не было.

После получения положительных результатов послереакторных исследований РО А3 РНAT.506325.012 с ресурсом 724,9 эфф. сут будет оформлено в установленном порядке решение об изменении ресурса стержней А3 РНAT.506325.012 реактора БН-600 и изменение РКД в части назначенного ресурса стержней А3.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе разработанной технологии рефабрикации обогащенного карбида бора из отработавших стержней А3 создан замкнутый цикл, обеспечивающий его многократное использование в качестве сердечника поглощающих элементов. Практическое использование этой технологии привело к необходимости разработки конструкции и освоению производства стержней А3 на основе рефабрицированного карбида бора вначале для реактора БОР-60, а затем и для БН-600. Создан специализированный участок изготовления органов СУЗ, который обеспечивает все необходимые требования производству штатных стержней А3.

Эксплуатация в реакторе БН-600 опытных стержней А3 РНAT.506.325.007 и РНAT.506.325.006 подтвердила их высокий ресурсный потенциал, обеспечиваемый использованием радиационно стойких конструкционных материалов и сердечника из рефабрицированного карбида бора. Результаты эксплуатации и послереакторных исследований показали, что выбранная конструкция обеспечивает предназначенный ресурс 560 эфф.сут и при этом не имеет признаков его исчерпания.

Успешная эксплуатация опытных стержней А3 и наличие готового производственного участка дали возможность для перевода их из опытных в штатные. Для этого была разработана конструкторская и технологическая документация на штатный стержень А3 РНAT.506325.012 с назначенным ресурсом 560 эфф.сут.

Наличие большого потенциального ресурса, который не исчерпывается полностью после эксплуатации в течение 560 эфф.сут, дало основание для увеличения назначенного ресурса стержня А3 РНAT.506325.012 до 745 эфф.сут. Эксплуатация стержня А3 в течение пяти микрокампаний (54–58) с ресурсом 724,9 эфф. сут прошла без нарушений нормальной эксплуатации. Нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации реактора не было. Завершением данных работ по увеличению ресурса РО А3 РНAT.506325.012 после получения положительных результатов послереакторных исследований, должно быть изменение РКД в части назначенного ресурса стержней А3 РНAT.506325.012 реактора БН-600.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development | V.M. Poplavsky; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 7 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

It is shown that by the present time only the technology of the fast sodium-cooled reactors as a basis of the new technological platform involving the closed fuel cycle is actually available to be commercialized. It is declared that the utilization of other coolants can improve safety and performance of the fast reactors.

УДК 621.039.52

Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K) | N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 4 titles.

The choice of the BN-K commercial fast reactor as a basis of the new technological platform is justified. The ways of reduction in the unit cost of the construction down to the BNPP-2006 project are shown.

УДК 621.039.526

30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor | M.V. Bakanov, O.A. Potapov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The main outcomes of the operation of the BN-600 liquid metal fast reactor and achieved performance indicators are considered. The fields of work on the BN-600 lifetime extension are presented.

УДК 621.039.5

Facts from the BN-600 Development History | L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages.

The concise historical review of the design, construction and operation of the BN-600 power unit, BN-350 power unit successor but designed on a different technological platform, is presented. The problems encountered at the initial stage of the BN-600 operation are shown. The perspectives of the development of the fast sodium-cooled reactors are shown.

УДК 621.039.53

Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years | B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 2 tables, 3 illustrations.

The predictive analysis of the effect of the negative factors on the lifetime of the irreplaceable BN7600 reactor components (reactor vessel, irreplaceable in-vessel components) has been fulfilled. The results of the completed work have shown that the serviceability of the vessel and irreplaceable in-vessel components of the BN-600 reactor for 45 years of operation is ensured.

УДК 621.039.5

Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years | B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 1 table.

The Experimental machine-building design office together with the Central research centre of structural materials called «Prometheus» and Beloyarsk NPP have carried out the work on justifying and ensuring the serviceability of the replaceable equipment of the BN-600 reactor while extending

the design lifetime. The results of the completed work have shown that the serviceability of the replaceable equipment is ensured for 45 years of operation.

УДК 621.039.56

Problem of the Lowering of the Nuclear Power Plant Personnel Exposure | O.L. Tashlykov, S.E. Shcheklein, V.I. Bulatov, A.G. Shastin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

The data on the change in the personnel exposure at different stages of the nuclear power plant life cycle are presented. The evolution of the measures on reduction in the exposure and their efficiency are considered. The role of the remote and automated devices in the reduction of the personnel exposure during maintenance and inspection is shown. The main fields of the studies on solving the tasks of the personnel exposure optimization during the NPP decommissioning are presented.

УДК 621.039.58

Belyarsk NPP BN-600 Reactor Unit 3 Lifetime Extension | A.M. Zavalishen, S.L. Kim, V.V. Maltsev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 9 illustrations. – References, 19 titles.

The analysis of the condition of the BN-600 power unit equipment is reviewed, the possibility, the safety and the appropriateness of the power unit lifetime extension is assessed as well as the measures taken to improve the power unit safety and replace its equipment and extend its lifetime are presented.

УДК 621.039.56

Utilization of the Reactivity Monitoring Counting Channel for In-Service Monitoring of Belyarsk NPP Unit 3 BN-600 Reactor Core Characteristics | V.A. Zhyoltshev, V.A. Lititsky, I.P. Matveenko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 9 titles.

The utilization of the reactivity monitoring counting channel manufactured by the Federal state unitary enterprise “State scientific centre “IPPE” has allowed the additional reactivity monitoring methods which make it possible to improve both the safety and effectiveness of the reactor operation to be developed. The experience accumulated during the development can serve as the basis during the work of the same type for the BN800 reactor and other perspective fast reactors.

УДК 621.039.54

Location of the Failed Fuel Sub-Assemblies in the BN-600 Reactor Core using a Sector Failed Fuel Detection System | A.S. Zhilkin, S.A. Gurev, S.L. Osipov, A.V. Salyaev, V.A. Shamansky, A.G. Tsikunov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations.

The results of the development of the algorithm and M36 code which is used to define a direction to the failed fuel sub-assembly in the core, a sector and a group of the slots in the sector where the failed fuel sub-assembly is located are presented. The results of the calculation using the M36 code are compared with the test data and the generally good agreement for the reactor core slots is shown.

УДК 621.039.54

Automated Complex for Nondestructive Examination of the Irradiated BN-600 Reactor Components | M.V. Kuprienko, S.S. Sagalov, A.N. Kostyuchenko, E.V. Kubasov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

The state-of-the-art methodological equipment for the post-irradiation examination of the condition of the sub-assemblies and absorbing and fuel pins of the BN-600 reactor has been developed. Equipping the Belyarsk NPP shielded cell with the process and research equipment of the second modification allows the efficient diagnosis of the condition of the BN-600 reactor core components to be presently conducted.

УДК 621.039.546.54

Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress into Secondary Sodium after Replacement of the BN-600 Power Unit Steam Generator Stages | Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The technique of calculation of hydrogen ingress into the secondary circuit of the BN-600 power unit after replacement of the PGN200M steam generator stages is presented. The hydrogen diffusion from the water-steam circuit from the new evaporator stages of which the heat exchange surfaces have not been subjected to the passivation yet is shown to be the main source of ingress.

УДК 621.039.54

Operating Experience from Europium Absorbers in the BN-600 Reactor and Perspectives of Their Further Utilization in the Innovation Nuclear Reactors | V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations.

An extensive operating experience from the europium control rods has been accumulated. Research into materials has shown that the BN-600 reactor europium rods have high lifetime characteristics. A set of the studies on utilization of europium radionuclides in the gamma-emitting sources has been conducted. The most promising line is a utilization of double-purpose designs of the control rods with an absorbing kernel in the form of the inserts of the active part of the standard gamma-emitting sources.

УДК 621.039.54

Genetic Algorithm for the Localization of Defective Fuel Assemblies in the BN-600 Reactor Core | A.O. Skomorokhov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

The article considers the problem of determining the location of the fuel assemblies with leaky fuel rods in the reactor BN-600. The problem is solved by the method of neutron flux tilting at the operating reactor. Perturbations of the neutron field in the motion of control rods can be approximated by using a radial-basis neural network. A genetic algorithm for the localization of defective fuel assemblies is proposed.

УДК 621.039.56

Additional Method of Determination of the Predictive Position of the Shim Rods of the Beloyarsk NPP | V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 3 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.

BN-600 reactor in the critical conditionThe additional method of determination of the predictive position of the KS1-18 control rods in the critical condition after refuelling is justified. Together with the existing method the above-mentioned method makes it possible to reliably determine the KS1-18 control rod position in the critical condition and improve safety and effectiveness of the BN-600 reactor operation.

УДК 621.039.56

Experimental and Computational Justification of the Reactivity Balance and Power Distribution in the BN-600 Core | V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A.V. Moiseev, M.Yu. Semyonov, Yu.S. Khomyakov, A.A. Belov, E.F. Selezniov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 15 pages, 4 tables, 12 illustrations. – References, 13 titles.

For the 30-year history of the BN-600 reactor operation a set of the computational and experimental measures on the monitoring of the reactor core neutron-physical characteristics has been perfected. In this paper the results achieved by means of the reactivity and spectrum measurements and their computational analysis by all the available domestic software packages are presented.

УДК 621.039.5

Software Development in Support of the Fast Reactor Operation | E.V. Selezniov, A.A. Belov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 17 titles.

Since 1987 up to now at the Beloyarsk NPP the software package named Hephaestus has been used to justify the safety of the fuel loadings. The ways to further develop the operational software have been presented in the Federal target programme named «New generation nuclear energy technologies...».

УДК 621.039.54

Experience and Perspectives of the BN-600 Reactor Core Upgrade | B.A. Vasilev, N.G. Kuzavkov, O.V. Mishin, A.A. Radionycheva, M.R. Farakshin, Yu.K. Bibilashvili, Yu.A. Ivanov, A.V. Medvedev, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, L.M. Zabudko, V.I. Matveev, Yu.S. Khomyakov, V.A. Chyorny; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

The results of three modifications of the BN-600 reactor core are presented. The measures taken to increase the burnup and extend the period between refuellings are reviewed. The prospective measures on further improvement of the operational characteristics of the core are proposed.

УДК 621.039.543.4: 621.039.543.6

Structure of the Pelletized Oxide Fuel and its Corrosive Action on the BN-600 Reactor Fuel Cladding | E.A. Kinev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 5 titles.

The behavior of the structural materials of three modifications of the BN-600 reactor core is presented. The change in the condition of the structural steel with various burnup values is shown. The properties of the cladding steel of various types are compared.

УДК 621.039.53

Main Results of Operation of the Structural Materials in the BN-600 Reactor Cores | M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 tables, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The main results of research into structural materials of the test and standard fuel sub-assemblies as achieved stage by stage as they are introduced for the increase of the fuel burnup in the BN-600 reactor cores are reviewed.

УДК 621.039.54

Main Results of Inspection of the Serviceability of the Fuel Pins Clad with the New Generation Austenitic Steels | M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 7 titles.

The methodology of the post-irradiation inspection of the serviceability of the fuel pins as carried out on the basis of the experience accumulated from the mass primary post-irradiation examination of the condition of the spent BN-600 reactor fuel pins is presented.

УДК 669.14.018.8: 548.4: 621.039.531

Radiation Flaws in Austenitic Steels Induced by Neutron Irradiation and their Effect on the Physical and Mechanical Properties | A.V. Kozlov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 15 pages, 3 tables, 13 illustrations. – References, 16 titles.

Research into the radiation flaws developing in austenitic steels during neutron irradiation in the wide range of temperatures and neutron exposure doses has allowed their evolution during cryogenic, low- and intermediate temperature irradiation to be depicted from the united positions.

УДК 621.039.53

Structural Materials for Fuel Cladding and Sub-Assembly Wrappers of the BN-600 Reactor | N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Toltukhovsky, M.V. Leonteva-Smirnova, F.G. Reshetnikov, Yu. K. Bibilashvili, I.A. Shkabura, Yu.A. Ivanov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 16 titles.

The results of research into materials such as wrapper and cladding steels of various grades for the BN-600 fuel sub-assemblies are presented. Different steel types are compared in terms of the operating reliability. The prospective steel patterns for the commercial BN-1200 reactor are determined.

УДК 621.039.54

Change in the Physical-Mechanical Properties of the Fuel Cladding Made of the EK-164 and ChS-68 Steels after Their Operation in the BN-600 Reactor after Four Cycles | A.M. Mosin, M.V. Evseev, I.A. Portnykh, E.N. Shcherbakov, V.S. Shikhalev, A.V. Kozlov, N.M. Mitrofanova; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 1 table, 8 illustrations.

The results of research into the fuel cladding made of the ChS68 and EK64 austenitic steels after operation in the BN-600 reactor are presented. The change in diameters, the swelling, the mechanical properties, the electric resistance and the Young modulus of the cladding materials along the fuel pins have been determined.

УДК 621.039.54

Comparative Studies of the Porosity Formed in the Material of the Fuel Cladding Made of ChS68 steel and Manufactured following the Pervouralsk Novotrubny Works Technology and Advanced Machine-building Works Technology after Operation in the BN-600 Reactor | I.A. Portnykh, A.V. Kozlov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 8 illustrations. – References, 4 titles.

It is shown that the improvement of the technology of the manufacture of the fuel cladding made of the ChS68 cold-worked steel has led to the reduction in the spread of the porosity characteristics and therefore in the cladding swelling values. At the same time the spread of the characteristics of porosity and swelling of the cladding manufactured by the Machine-building Works remains significant which requires further improvement of the fuel cladding manufacture technology.

УДК 621.039.54

Absorbing Materials and Control Rods of the Innovation Nuclear Reactors | V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 13 illustrations.

Boron carbide differently enriched in boron-10 isotope remains to be a main absorbing material for the safety rods of the fast reactors. The promising line is a utilization of the rods with annular shapes of boron carbide of a large diameter. For extension of the fast reactor control rod lifetime the absorbing materials based on europium and hafnium hydride are proposed.

УДК 621.039.54

Development of the BN-600 Reactor Safety Rods based on Refabricated Boron Carbide with a Lifetime of 745 efpd | V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, A.M. Tuchkov, B.A. Vasilev, O.V. Mishin, Yu.K. Alexandrov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 2 tables, 7 illustrations.

On the basis of the developed technique of the refabrication of enriched boron carbide from the spent safety rods the closed cycle ensuring its recycling as a kernel of the absorbers has been created. The specialized section for the control rod manufacture as complying with all the necessary requirements imposed on the standard safety rod manufacture has been created.

НАШИ АВТОРЫ

- Агеев В.С.** – к.т.н., заместитель начальника отдела ОАО «ВНИИНМ».
- Александров Ю.К.** – ведущий инженер-конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Аширметов М.Р.** – главный инженер проекта ОАО «СПБАЭП».
- Баканов М.В.** – директор Белоярской АЭС.
- Бедокуров В.В.** – начальник бюро ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Белов А.А.** – научный сотрудник ИБРАЭ РАН.
- Бельтиков А.И.** – к.т.н., доцент, заместитель начальника отдела Белоярской АЭС.
- Бибилашвили Ю.К.** – член-корреспондент РАН, ведущий научный сотрудник, советник директора ОАО «ВНИИНМ».
- Буданов Ю.П.** – старший научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».
- Булатов В.И.** – ведущий инженер отдела строящейся «Белоярской АЭС-2».
- Васильев Б.А.** – к.т.н., главный конструктор РУ БН ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Виленский О.Ю.** – начальник бюро ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Гладков В.В.** – начальник отдела ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Говоров П.П.** – к.т.н., начальник лаборатории Белоярской АЭС.
- Гуленко А.Г.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей».
- Гурьев С.А.** – инженер-физик Белоярской АЭС.
- Денисов В.В.** – главный специалист ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».
- Евсеев В.И.** – главный специалист ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Евсеев М.В.** – начальник группы ОАО «ИРМ».
- Ершов В.Н.** – директор департамента проектирования АЭС с реакторами БН ОАО «СПБАЭП».
- Желтышев В.А.** – ведущий инженер-физик Белоярской АЭС.
- Жилкин А.С.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
- Забудько Л.М.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
- Завалишен А.М.** – инженер Белоярской АЭС.
- Захаров А.В.** – к.т.н., начальник лаборатории ОАО «ГНЦ НИИАР».
- Зверев Д.Л.** – директор Генеральный конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Иванов Ю.А.** – заместитель начальника отдела ОАО «ВНИИНМ».
- Иолтуховский А.Г.** – д.т.н., главный научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».
- Кайдалов В.Б.** – д.т.н., начальник отдела ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Каманин Ю.Л.** – заместитель главного конструктора РУ БН ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Карпенко А.И.** – д.т.н., профессор, начальник отдела Белоярской АЭС.
- Ким С.Л.** – заместитель главного инженера Белоярской АЭС.
- Кинев Е.А.** – к.т.н., начальник группы ОАО «ИРМ».
- Ключков Е.П.** – д.т.н., главный научный сотрудник ОАО «ГНЦ НИИАР».
- Козлов А.В.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ОАО «ИРМ».
- Костюченко А.Н.** – к.т.н., научный сотрудник ОАО «ГНЦ НИИАР».
- Кочетков Л.А.** – к.т.н., советник директора института ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»
- Кубасов Е.В.** – инженер-конструктор ОАО «ГНЦ НИИАР».
- Кузавков Н.Г.** – к.т.н., главный специалист ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Кузнецов А.А.** – инженер-исследователь Белоярской АЭС.
- Кузнецова В.И.** – старший научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».
- Куприенко М.В.** – начальник группы ОАО «ГНЦ НИИАР».
- Леонтьев Н.П.** – главный инженер строящейся «Белоярской АЭС-2».
- Леонтьева-Смирнова М.В.** – к.т.н., начальник отдела ОАО «ВНИИНМ».
- Литицкий В.А.** – к.т.н., начальник лаборатории ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
- Лукахин А.Е.** – инженер-конструктор ОАО «ОКБ Гидропресс».
- Лыжин А.А.** – начальник лаборатории Белоярской АЭС.
- Любимов М.А.** – начальник подразделения ОАО «ОКБМ Африкантов».
- Лякишева М.Д.** – начальник бюро ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».
- Мальцев В.В.** – заместитель главного инженера Белоярской АЭС.
- Марголин Б.З.** – д.т.н., профессор, начальник лаборатории ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей».
- Матвеев В.И.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
- Матвеенко И.П.** – к.ф.-м.н., советник директора института ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
- Медведев А.В.** – к.т.н., начальник отдела ОАО «ВНИИНМ».

Митрофанова Н.М. – к.т.н., ведущий научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».
Мишин О.В. – заместитель начальника отдела ОАО «ОКБМ Африкантов».
Моисеев А.В. – старший научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Мосин А.М. – заместитель начальника отделения ОАО «ИРМ».
Носов Ю.В. – начальник цеха Белоярской АЭС.
Оглезнев В.И. – начальник участка Белоярской АЭС.
Осипов С.Л. – к.т.н., начальник отдела ОАО «ОКБМ Африкантов».
Ошканов Н.Н. – к.т.н., профессор, советник Генерального директора ОАО «Концерн Росэнергоатом», руководитель Проектного офиса БН-К.
Поплавский В.М. – д.т.н., профессор, советник Генерального директора ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», руководитель проектов БН.
Портных И.А. – к.ф.-м.н., инженер ОАО «ИРМ».
Потапов О.А. – и.о. главного инженера Белоярской АЭС.
Пургин Е.В. – инженер-конструктор ОАО «ОКБ Гидропресс».
Радионычева А.А. – ведущий инженер-конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов».
Решетников Ф.Г. – академик РАН, советник директора ОАО «ВНИИНМ».
Рисованый В.Д. – д.т.н., профессор, заместитель директора ОАО «ГНЦ НИИАР» по научной работе.
Росляков В.Ф. – заместитель главного инженера Белоярской АЭС.
Русаков С.С. – начальник бюро ОАО «ОКБМ Африкантов».
Сагалов С.С. – старший научный сотрудник ОАО «ГНЦ НИИАР».
Саляев А.В. – начальник бюро ОАО «ОКБМ Африкантов».
Седаков В.Ю. – главный инженер проекта РУ БН-800 ОАО «ОКБМ Африкантов».
Селезнев Е.Ф. – д.т.н., начальник отдела ИБРАЭ РАН.
Семенов М.Ю. – старший научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Синельников Л.П. – к.т.н., начальник отделения ОАО «ИРМ».
Ташлыков О.Л. – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика» УрФУ им. Б.Н. Ельцина.
Тимофеев А.В. – главный конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов».
Троянов М.Ф. – д.т.н., профессор ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Тучков А.М. – к.т.н., начальник лаборатории Белоярской АЭС.
Фаракшин М.Р. – начальник подразделения ОАО «ОКБМ Африкантов».
Хомяков Ю.С. – к.ф.-м.н., заместитель директора ИЯРиТФ ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Целищев А.В. – д.т.н., главный научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».
Цикунов А.Г. – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Цыганков Г.Н. – инженер-оператор Белоярской АЭС.
Чернов И.А. – инженер-исследователь Белоярской АЭС.
Черный В.А. – ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».
Чуев В.В. – д.т.н., начальник лаборатории Белоярской АЭС.
Шаманский В.А. – начальник отдела Белоярской АЭС.
Шастин А.Г. – к.т.н., профессор кафедры «Атомная энергетика» УрФУ им. Б.Н. Ельцина.
Шевкопляс А.А. – начальник бюро ОАО «ОКБ Гидропресс».
Шихалев В.С. – начальник группы ОАО «ИРМ».
Шкабура И.А. – заместитель директора ОАО «ВНИИНМ».
Щеклеин С.Е. – д.т.н., профессор, заведующий кафедрой «Атомная энергетика» УрФУ им. Б.Н. Ельцина.
Щербаков Е.Н. – начальник лаборатории ОАО «ИРМ».

OUR AUTHORS

Ageev V.S. – Cand. Sci. (Engineering), deputy department head of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».
Alexandrov Yu.K. – leading design engineer of the JSC «Machine-building experimental design office named after Afrikantov» (JSC «Afrikantov OKBM»).
Ashirmetov M.R. – chief engineer of the project of the JSC «SPbAEP».
Bakanov M.V. – director of the Beloyarsk NPP.
Bedokurov V.V. – office head of the JSC «Afrikantov OKBM».

Belyukov A.I. – Cand. Sci. (Engineering), associate professor, deputy department head of the Beloyarsk NPP.

Belov A.A. – researcher of the Institute of the safe development of nuclear power industry, Russian Academy of Sciences.

Bibilashvili Yu.K. – corresponding member of the Russian Academy of Sciences, leading researcher.

Budanov Yu.P. – senior researcher of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».

Bulatov V.I. – leading engineer of the department of Beloyarsk NPP 2 under construction.

Chernov I.A. – researching engineer of the Beloyarsk NPP.

Chuev V.V. – Dr. Sci. (Engineering), laboratory head of the Beloyarsk NPP.

Chyorny V.A. – leading researcher of the Federal state unitary enterprise «RF state scientific centre «IPPE» (SSC RF-IPPE).

Denisov V.V. – main specialist of JSC «Gidropress experimental design office».

Ershov V.N. – fast reactor NPP design department director of the public joint-stock company «SPbAEP».

Evseev M.V. – group head of the JSC «Institute of reactor materials».

Evseev V.I. – main specialist of the JSC «Afrikantov OKBM».

Farakshin M.R. – division head of the JSC «Afrikantov OKBM».

Gladkov V.V. – department head of the JSC «Afrikantov OKBM».

Govorov P.P. – Cand. Sci. (Engineering), laboratory head of the Beloyarsk NPP.

Gulenko A.G. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the Federal state unitary enterprise «Central Research Centre of Structural Materials «Prometheus».

Gurev S.A. – physics engineer of the Beloyarsk NPP.

Ioltukhovsky A.G. – Dr. Sci. (Engineering), chief researcher of the public joint-stock company «All-Russian research centre of inorganic materials».

Ivanov Yu.A. – deputy department head of the JSC company «All-Russian research centre of inorganic materials».

Kamanin Yu.L. – deputy chief designer of the fast reactors of the JSC «Afrikantov OKBM».

Karpenko A.I. – Dr. Sci. (Engineering), professor, department head of the Beloyarsk NPP.

Kaydalov V.B. – Dr. Sci. (Engineering), department head of the JSC «Afrikantov OKBM».

Khomyakov Yu.S. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), deputy director of the Institute of Nuclear Power and Applied Physics of the SSC RF-IPPE.

Kim S.L. – deputy chief engineer of the Beloyarsk NPP.

Kinev E.A. – Cand. Sci. (Engineering), group head of the JSC «Institute of reactor materials».

Klochkov E.P. – Dr. Sci. (Engineering), chief researcher of the SSC RF-IPPE.

Kochetkov L.A. – Cand. Sci. (Engineering), director advisor of the SSC RF-IPPE

Kostyuchenko A.N. – Cand. Sci. (Engineering), researcher of the Federal state unitary enterprise «State scientific centre «Research centre of atomic reactors» (SSC RIAR).

Kozlov A.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the JSC «Institute of reactor materials».

Kozmanov E.A. – Cand. Sci. (Engineering), leading researching engineer of the Beloyarsk NPP.

Kubasov E.V. – design engineer of the SSC RIAR.

Kuprienko M.V. – group head of the SSC RIAR.

Kuzavkov N.G. – Cand. Sci. (Engineering), chief specialist of the JSC «Afrikantov OKBM».

Kuznetsov A.A. – researching engineer of the Beloyarsk NPP.

Kuznetsov V.I. – senior researcher of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».

Leontev N.P. – chief engineer of Beloyarsk NPP 2 under construction.

Leonteva-Smirnova M.V. – candidate of technological sciences, department head of the public joint-stock company «All-Russian research centre of inorganic materials».

Lititsky V.A. – Cand. Sci. (Engineering), laboratory head of the SSC RF-IPPE.

Lukakhin A.E. – design engineer of the JSC «Gidropress experimental design office».

Lyakisheva M.D. – office head of the JSC «Gidropress experimental design office».

Lyubimov M.A. – division head of the JSC «Afrikantov OKBM».

Lyzhin A.A. – laboratory head of the Beloyarsk NPP.

Maltsev V.V. – deputy chief engineer of the Beloyarsk NPP.

Margolin B.Z. – Dr. Sci. (Engineering), professor, laboratory head of the Federal state unitary enterprise «Central Research Centre of Structural Materials «Prometheus» materials».

Matveenko I.P. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), director advisor of the SSC RF-IPPE.

Matveev V.I. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

Medvedev A.V. – Cand. Sci. (Engineering), department head of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».

Mishin O.V. – deputy department head of the JSC «Afrikantov OKBM».
Mitrofanova N.M. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».
Moiseev A.V. – senior researcher of the SSC RF-IPPE.
Mosin A.M. – deputy department head of the JSC «Institute of reactor materials».
Nosov Yu.V. – department head of the Beloyarsk NPP.
Ogleznev V.I. – section head of the Beloyarsk NPP.
Oshkanov N.N. – Cand. Sci. (Engineering), professor, General director advisor of the JSC «Rosenergoatom Concern», leader of the BN-K design office.
Osipov S.L. – Cand. Sci. (Engineering), department head of the JSC «Afrikantov OKBM».
Poplavsky V.M. – Dr. Sci. (Engineering), professor, General director advisor of the SSC RF-IPPE, fast reactor project leader.
Portnykh I.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), engineer of the JSC «Institute of reactor materials».
Potapov O.A. – acting chief engineer of the Beloyarsk NPP.
Purgin E.V. – design engineer of the JSC «Gidropress experimental design office».
Radionycheva A.A. – leading design engineer of the JSC «Afrikantov OKBM».
Reshetnikov F.G. – academician of the Russian Academy of Sciences, director advisor of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».
Risovany V.D. – Dr. Sci. (Engineering), professor, deputy director of the SSC RIAR.
Roslyakov V.F. – deputy chief engineer of the Beloyarsk NPP.
S.S. Rusakov – office head of the JSC «Afrikantov OKBM».
Sagalov S.S. – senior researcher of the SSC RIAR.
Salyaev A.V. – office head of the JSC «Afrikantov OKBM».
Sedakov V.Yu. – chief engineer of the BN-800 reactor project of the JSC «Afrikantov OKBM».
Seleznyov E.F. – Dr. Sci. (Engineering), department head of the Institute of the safe development of the nuclear power industry, Russian academy of sciences.
Semyonov M.Yu. – senior researcher of the SSC RF-IPPE.
Shamansky V.A. – department head of the Beloyarsk NPP.
Shastin A.G. – Cand. Sci. (Engineering), professor of the department «Nuclear power» of the Ural Federal University named after B.N. Yeltsyn.
Shcheklein S.E. – Dr. Sci. (Engineering), professor, head of the department «Nuclear power» of the Ural Federal University named after B.N. Yeltsyn.
Shcherbakov E.N. – laboratory head of the JSC «Institute of reactor materials».
Shevkoplyas A.A. – office head of the JSC «Gidropress experimental design office».
Shikhalev V.S. – group head of the JSC «Institute of reactor materials».
Shkabura I.A. – deputy director of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».
Sinelnikov L.P. – Cand. Sci. (Engineering), department head of the JSC «Institute of reactor materials».
Tashlykov O.L. – Cand. Sci. (Engineering), associate professor of the department «Nuclear power» of the Ural Federal University named after B.N. Yeltsyn.
Timofeev A.V. – chief designer of the JSC «Afrikantov OKBM».
Troyanov M.F. – Dr. Sci. (Engineering), professor of the SSC RF-IPPE.
Tselishchev A.V. – Dr. Sci. (Engineering), chief researcher of the JSC «All-Russian research centre of inorganic materials».
Tsikunov A.G. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
Tsygankov G.N. – operating engineer of the Beloyarsk NPP.
Tuchkov A.M. – Cand. Sci. (Engineering), laboratory head of the Beloyarsk NPP.
Vasilev V.A. – Cand. Sci. (Engineering), chief designer of the fast reactors of the JSC «Afrikantov OKBM».
Vilensky O.Yu. – office head of the JSC «Afrikantov OKBM».
Zabudko L.M. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
Zakharov A.V. – Cand. Sci. (Engineering) SSC RIAR.
Zavalishen A.M. – physics engineer of the Beloyarsk NPP.
Zhilkin A.S. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
Zhyoltyshev V.A. – leading physics engineer of the Beloyarsk NPP.
Zverev D.L. – director – General designer of the JSC «Afrikantov OKBM».