

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

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

Издается с 1993 г.

**N1 2015 г.**

**СОДЕРЖАНИЕ**

**АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*А.П. Глебов, А.В. Клушин, Ю.Д. Баранаев*

Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле ..... 5

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

*Р.З. Аминов, В.Е. Юрин*

Повышение безопасности атомных электрических станций на основе водородных технологий .. 20

*В.П. Поваров*

Анализ повреждаемости сварных швов №111 ПГВ-1000 и предложения по их устранению ..... 28

*Д.Ю. Безуглов, М.А. Трофимов*

Специализированное программное обеспечение для проверки компонентов интегрированных систем безопасности АЭС различных производителей на возможность интеграции ..... 39

**МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

*Е.А. Орлова, Ю.И. Орлов, Е.А. Крючков, В.Н. Комышный, В.Г. Жмурин, С.А. Загребаев, Н.А. Котовский,  
В.Г. Дворцевой*

Самоорганизующееся карбонитридное покрытие на стали из расплавленной эвтектики  
свинец-магний ..... 45

*О.Ю. Виленский, А.Н. Крылов, С.Л. Осипов, Д.Л. Осетров, С.А. Рогожкин, Марголин, О.Ю. Прокошев, М.Л.  
Поздняков, А.Г. Гуленко*

Расчетно-экспериментальные исследования причин образования сетки трещин в районе  
верхней трубной доски теплообменника реактора БН-600 ..... 56

*С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев, Ф.А. Гарнер*

Распускание направляющих гильз стержней СУЗ быстрых реакторов в неоднородных  
температурных и радиационных полях ..... 66

*В.А. Степанов, Е.И. Исаев, Л.М. Крюкова, О.А. Плаксин, П.А. Степанов, В.М. Чернов*

Диэлектрические мониторы условий высокодозного и высокотемпературного  
реакторного облучения ..... 76

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Е.Н. Алонцева, П.А. Белоусов*

- Гибкая распределенная система управления и защиты конечных потребителей электроэнергии промышленных объектов ..... 87

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

*С. М. Дмитриев, Р. Р. Рязапов, А. Е. Соборнов, А. В. Котин, А. В. Мамаев*

- Расчетно-экспериментальное исследование термопульсаций фрагмента коллекторного узла теплообменника системы очистки и расхолаживания водо-водяных реакторов ..... 92

*Д.Е. Балуев, Д.В. Гусев, С.И. Мешков, О.Л. Никаноров, С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин, С.В. Рухлин, С.Ф. Шепелев*

- Исследование функциональных характеристик обратного клапана системы безопасности на масштабной модели ..... 103

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

*Э.Е. Коновалов, А.И. Ластов, Н.А. Нерозин*

- К вопросу иммобилизации высокоактивных отходов в керметную матрицу на основе Y-Al граната в режиме СВС ..... 111

*А.С. Чугунов, А.В. Румянцев, В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев*

- Влияние неорганических лигандов на эффективность ионообменной переработки радиоактивных отходов ..... 119

*М.И. Федоров, А.И. Дьяченко, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк*

- Формирование поставок защищенного ядерного топлива на основе регенерированного урана для стран-реципиентов российских ядерных технологий ..... 128

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

*В.П. Березнев, Е.Ф. Селезнев, Д.С. Асатрян*

- Нейтронно-физический расчетный код CORNER ..... 136

*Д.С. Самохин, И.М. Знак, А.М. Терехова*

- Физические особенности проекта реакторной установки-бридера БРИГ-300 ..... 144

*Д.С. Барабанова, Г.М. Жердев*

- Библиотека погрешностей характеристик распада радионуклидов в системе констант БНАБ ..... 150

## ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*А.И. Блохин, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев, И.В. Сипачев*

- Спектры нейтронов утечки из Pb-Li-сферы с  $^{252}\text{Cf}$ - и 14 МэВ-источниками нейтронов в центре и тестировка оцененных нейтронных данных ..... 157

## CONTENTS

### URGENT PROBLEMS OR NUCLEAR POWER ENGINEERING

*Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D.*

- Prospects of VVER-SKD in closed fuel cycle ..... 5 (17)

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

*Aminov R.Z., Yurin V.E.*

- Nuclear power plants safety improvement by hydrogen technologies ..... 20 (26)

*Povarov V.P.*

- Analysis of the defectiveness of the welds of №111 PGV-1000 and proposal on their elimination ..... 28 (36)

*Bezuglov D.Yu., Trofimov M. A.*

- The software to test components of the integrated security systems of NPP of different developers on the integration ..... 39 (43)

### NUCLEAR MATERIALS

*Orlova E.A., Orlov Yu.I., Kruchkov E.A., Komyshnyj V.N., Zhmurin V.G., Zagrebaev S.A., Kotovskij N.A., Dvorcevoj V.G.*

- Self-organizing carbonitride coatings on steel under molten lead-magnesium eutectic ..... 45 (54)

*Vilensky O.Yu., Krylov A.N., Osipov S.L., Osetrov D.L., Rogozhkin S.A. Margolin B.Z., Prokoshev O.Yu., Pozdnyakov M.L., Gulenko A.G.*

- Computational and experimental studies on the causes of crack network formation in the area of the heat exchanger tube sheet in the BN-600 reactor ..... 56 (64)

*Porollo S.I., Konobeev Yu.V., Garner F.A.*

- Swelling of guide tubes for safety rods in nonuniform fields of temperature and irradiation ..... 66 (72)

*Stepanov V.A., Isaev E.I., Kryukova L.M., Plaksin O.A., Stepanov P.A., Chernov V.M.*

- The dielectric monitors of the high-dose and high-temperature reactor irradiation ..... 76 (85)

### SIMULATIONS OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

*Aloncova E.N., Belousov P.A.*

- Flexible distributed control and protection system for industrial objects power consumers ..... 87 (91)

### THERMAL PHYSICS AND HEAT HYDRAULICS

*Dmitriev S.M., Ryazapov R.R., Sobornov A.E., Kotin A.V., Mamaev A.V.*

- Combined numerical and experimental researches of temperature pulsations of collector unit fragment of heat exchanger clean-up and cooldown power nuclear unit systems ..... 92 (101)

*Baluyev D.E., Gusev D.V., Meshkov S.I., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhin S.V., Shepelev S.F.*

Study of functional characteristics for safety system check valve using scaled model ..... 103 (109)

## FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

*Konovalov E.E., Lastov A.I., Nerozin N.A.*

On high level waste immobilization in Y-Al garnet-based cermet matrix under SHS conditions ..... 111 (117)

*Chugunov A.S., Rumyantsev A.V., Vinnitskiy V.A., Nechaev A.F.*

Influence of inorganic ligands on effectiveness of radioactive waste ion-exchange processing ..... 119 (125)

*M. Fyodorov, A. D'yachenko, N. Balagurov, V. Artisyuk*

Forming a supply of protected nuclear fuel based on RepU for countries-recipients of Russian nuclear technologies ..... 128 (134)

## PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

*Bereznev V.P., Seleznyov E.F., Asatrian D.S.*

The CORNER neutronic calculation code ..... 136 (142)

*Samohin D.S., Znak I.M., Terehova A.M.*

Neutronics of BRIG-300 breeder reactor ..... 144 (148)

*Barabanova D.S., Zherdev G.M.*

Radioactive decay data uncertainties library of isotopes for ABBN constant system ..... 150 (155)

## PHYSICAL APPLICATIONS TO NUCLEAR POWER ENGINEERING

*Blokhin A.I., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A., Sipachev I.V.*

Neutron leakage spectra from Pb-Li sphere with central  $^{252}\text{Cf}$ - and 14 MeV-neutron sources and verification of evaluated neutron data ..... 157 (161)

# ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

**А.П. Глебов, А.В. Клушин, Ю.Д. Баранаев**

*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.*

*249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1*



В начале нового тысячелетия восемь стран с развитой атомной энергетикой под эгидой МАГАТЭ приняли участие в исследованиях по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам для выбора ядерно-энергетической системы с быстрыми реакторами, основанной на замкнутом топливном цикле (ЗТЦ), и проведения совместных НИОКР в этом направлении. Было принято соглашение по использованию в качестве совместной оценки «эталонной системы» CNFC-FR (Closed Nuclear Fuel Cycles and Fast Reactors) на базе испытанных технологий.

Но общие принципы CNFC-FR не устранили у стран-участниц проекта существенных различий как в существующих ядерно-энергетических системах, так и в стратегиях их развития, что привело к различиям и в реализации ЗТЦ. Кроме натрия предполагается использовать газ и свинец, кроме MOX-топлива – использовать более плотное нитридное и металлическое, а также различные топливные циклы.

С 2000 г. во многих странах ведутся разработки реакторов четвертого поколения, охлаждаемых водой сверхкритического давления (Supercritical Water-Cooled Reactors – SCWR). К 2025 г. планируется сооружение демонстрационных установок, а затем – коммерческих ЯЭУ. Развитие реакторов SCWR внесет корректизы в развитие стратегии АЭ и процесс ЗТЦ ряда стран.

В статье рассматриваются особенности реализации ЗТЦ в России, этапы, сроки их выполнения, возникающие проблемы. Обосновывается использование реакторов SCWR с быстрым спектром нейтронов в системах с ЗТЦ.

**Ключевые слова:** международный форум «Поколение IV», быстрый реактор, натрий, свинец, вода сверхкритических параметров, MOX-топливо, замыкание топливного цикла, отработанное ядерное топливо, выжигание младших актинидов.

## ВВЕДЕНИЕ

В январе 2000 г. по инициативе Министерства энергетики США (DOE) была начата программа «Международный форум «Поколение IV» (GIF или МФП-4), направленная на инициирование и управление НИОКР по ЯЭУ четвертого поколения путем определения соответствующих потенциальных областей международного сотрудничества [1].

Целью программы МФП-4, определяющей основные направления НИОКР по разработке перспективных ЯЭУ четвертого поколения, является обеспечение – устойчивого развития, при котором будет удовлетворяться потребность обще-

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

ства в энергии без нанесения вреда природному потенциалу окружающей среды за счет экологически рационального производства энергии и длительной работоспособности ядерного топлива при снижении количества ядерных отходов;

– безопасности и надежности ЯЭУ, гарантирующих крайне низкие вероятность и степень разрушения активной зоны реактора;

– экономической конкурентоспособности ЯЭУ за счет преимущества в стоимости жизненного цикла по сравнению с другими источниками энергии, а также уровня финансового риска, сопоставимого с риском для иных энергетических проектов;

– противодействия распространению ядерного оружия и оружейных ядерных материалов, а также усиления физической защиты против террористических актов [2].

В результате оценки, выполненной группой, состоявшей из 100 экспертов – ведущих специалистов по атомной энергетике, были выбраны шесть базовых концепций ЯЭУ четвертого поколения для разработки в рамках программы МФП-4. В данной работе рассматриваются только три, получившие к настоящему времени наибольшее развитие, – реакторы, охлаждаемые натрием (SFR), свинцом (LFR) и водой сверхкритического давления (SCWR).

Под руководством МАГАТЭ было проведено другое исследование (2005 – 2007 гг.) по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (International Project Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles – INPRO), в котором участвовали восемь стран с развитой атомной энергетикой. Ставилась задача определения ядерно-энергетической системы, основанной на замкнутом топливном цикле (ЗТЦ) с быстрыми реакторами, этапов и сроков ее внедрения, области для совместных НИОКР. Страны пришли к соглашению применять для совместной оценки «эталонную систему» CNFC-FR (Closed Nuclear Fuel Cycles and Fast Reactors), готовую к развертыванию в ближайшие 20 – 30 лет, основанную на испытанных технологиях использования натриевого теплоносителя, таблеточного смешанного оксидного (MOX) топлива и усовершенствованной технологии водной переработки [3].

Обе эти программы были нацелены на определение перспективных направлений развития АЭ в будущем с учетом необходимости ЗТЦ, а также организацию международного сотрудничества для решения этих задач.

В качестве одного из перспективных реакторов четвертого поколения в рамках программы МФП-4 был принят ядерный реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления (СКД), SCWR. По этой программе концептуальные предложения SCWR разрабатывают более 45-ти организаций в 16-ти странах с развитой атомной энергетикой.

Начиная с 2000 г. каждые два года проводятся международные симпозиумы по реакторам SCWR, на которых представляется около 100 докладов. Последний из них ISSCWR-7 проходил с 15 по 18 марта 2015 г. в Хельсинки.

Концепция SCWR основывается на реализации прямоточной одноконтурной схемы ЯЭУ, охлаждаемой водой СКД. Внедрение ЯЭУ этого типа позволит повысить КПД до 44 – 45%, увеличить коэффициент воспроизводства топлива, снизить металлоемкость и строительные объемы, улучшить экологические показатели.

Страны, участвующие в МФП-4 по направлению SCWR, считают первоочередной задачей разработку реактора с тепловым спектром нейтронов, используя опыт PWR и BWR. На последующих этапах после освоения технологии предполагается переход к реактору с быстрым спектром нейтронов.

Реактор SCWR с тепловым спектром позволяет существенно улучшить экономические показатели АЭС, однако для него требуется обогащенный уран, а в ходе его работы возрастут объемы ОЯТ и младших актинидов. В целом такой реактор не будет удовлетворять требованию более далекой перспективы – замыканию топлив-

ного цикла.

В ходе разработки SCWR необходимо решить комплекс научно-технических проблем, таких как

- разработка и верификация расчетных кодов улучшенной оценки для нейтронной физики, гидродинамики и теплообмена воды СКД в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны и во всем реакторе;
- разработка конструкций твэлов и ТВС, обоснование их работоспособности;
- анализ устойчивости реактора при переходных и аварийных режимах;
- выбор жаропрочных конструкционных материалов для твэлов с высокой стойкостью к коррозии и коррозионному растрескиванию;
- обоснование и разработка оптимального водно-химического режима.

Некоторые проблемы исследуются при стендовых и петлевых испытаниях, однако для решения всего комплекса проблем, обоснования технологии SCWR и последующего лицензирования необходимо создание экспериментального тестового реактора.

В «Дорожной карте», разрабатываемой в рамках МФП-4, основное усилие на ближайшие 10 лет направлено на разработку экспериментального реактора небольшой мощности. В течение первых пяти лет планируется завершение разработки концепции этого реактора, а в последующее пятилетие – разработка проекта и сооружение установки.

В работе рассматриваются особенности развития атомной энергетики в России и перспективы использования реакторов четвертого поколения в реализации ЗТЦ, этапы, сроки их выполнения, возникающие проблемы. Обосновываются перспективы развития реакторов SCWR и возможности их использования в системах с ЗТЦ.

## **ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЗАМЫКАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИИ**

Чтобы уменьшить потребление органики (газ, нефть), долю АЭ планируется увеличить с 16 % (23 ГВт<sub>эл.</sub>) до 25 % (80 ГВт<sub>эл.</sub>) к 2050 г.

Рассматриваются возможные программы с вводом 1,2 ГВт<sub>эл./г</sub> (по одному БН-1200), а также сооружение и ввод реакторов со свинцовым теплоносителем – БРЕСТ.

Особенность – сооружение на площадках вместе с реакторами пристанционного ядерного топливного цикла (ПЯТЦ), включая неводную переработку, МОХ-топливо, нитрид, металл, виброуплотненное.

Цели этой программы – создание ядерно-энергетического комплекса, включающего в себя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым и свинцовым теплоносителями, производства по регенерации (переработке) и рефабрикации ядерного топлива, подготовке всех видов РАО к окончательному удалению из технологического цикла и отвечающей следующим требованиям:

- исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации и отселения населения;
- замыкание ЯТЦ для полного использования энергетического потенциала урана;
- технологическое укрепление режима нераспространения (последовательный отказ от обогащения урана для ядерной энергетики, наработки оружейного плутония в бланкете и выделении при переработке ОЯТ, сокращение транспортировки ядерных материалов);
- достижение радиационного баланса между захороняемыми РАО и извлекаемым из земли ураном;
- снижение капитальных затрат на сооружение АЭС с быстрыми реакторами (по крайней мере, до уровня АЭС с тепловыми реакторами) за счет технологических и

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

проектно-конструкторских решений, присущих только реакторам на быстрых нейтронах.

Предполагается следующая последовательность ввода основных звеньев этого проекта [4, 5].

В 2014 г. вводится в эксплуатацию реактор БН-800 и для него к 2017 г. – первая очередь ПЯТЦ для *MOX*-топлива, а к 2020 г. – нитридного топлива. В 2016 г. заканчивается разработка проекта БРЕСТ-ОД-300, а к 2020 г. он должен быть построен вместе с ПЯТЦ с нитридным топливом. Завершение всей платформы, включая БН-1200, планируется к 2025 г.

Основные звенья топливного цикла предлагается разместить на двух площадках: на Белоярской АЭС с реакторами БН-600 и БН-800, где планируется БН-1200 вместе с ПЯТЦ, и в Северске на площадке ОАО «Сибирский химический комбинат» (СХК), где будут создаваться реактор БРЕСТ-ОД-300 и ПЯТЦ.

Разработка столь сложной системы ЗТЦ, состоящей из двух различных типов быстрых реакторов, охлаждаемых натрием и свинцом с различными типами топлива (оксидное, нитридное, металлическое, карбидное), порождает много проблем.

### Технические проблемы

Если технология реакторов БН разрабатывается около 60-ти лет, и последние реакторы БН-800 и БН-1200 можно считать «стандартными», то реакторы на свинце не имеют аналогов, и самый большой опыт по подобным установкам, охлаждаемым эвтектикой свинец-висмут, есть у России.

Большой опыт проектирования и эксплуатации серии БН-реакторов, успешная работа более 30-ти лет реактора БН-600 (срок эксплуатации продлен до 45-ти лет) позволяют проектировать и создавать новейшие типы этих реакторов. Однако есть специфические проблемы с применением натрия: его химическая активность (горение на воздухе), высокая активность под нейтронным потоком, положительный Na-эффект, но за указанный срок с этими проблемами научились справляться. ЯЭУ – трехконтурная, что повышает безопасность установки, но и сильно ее удорожает.

В реакторе со свинцовым теплоносителем нет этих проблем и есть ряд плюсов: низкое давление первого контура, обеспечение естественной циркуляции, высокая температура кипения свинца ( $1749^{\circ}\text{C}$ ), малое сечение рассеяния, что позволяет создавать «жесткий» спектр нейтронов, но вместе с этим есть и ряд отрицательных сторон. Основная из них – высокая температура плавления  $327^{\circ}\text{C}$  и отсюда температура теплоносителя в реакторе вход/выход –  $400/500^{\circ}\text{C}$ , таким образом, реактор должен всегда находиться в разогретом состоянии, отсюда большие затраты на разогрев и поддержание свинца в жидкому состоянию. Необходимо наличие в контуре кислорода определенной концентрации для создания равномерной оксидной пленки, нарушение толщины которой может привести к массопереносу и истиранию металла контура свинцом.

Есть проблема с радиационной опасностью РУ с Pb, поскольку возможно образование радиоактивного полония в результате активации свинца и получения Bi ( $\text{Pb}^{208}(n, \gamma)\text{Pb}^{209} \rightarrow \text{Bi}$ ) и из висмута, который присутствует как примесь в свинце [6]. Полоний опасен при выходе его в газовую среду и при проливах теплоносителя. Теплоноситель токсичен за счет  $\alpha$ - и  $\beta$ -активности с периодом полураспада  $10^6$  лет, что создает проблемы с утилизацией радиационного свинца, которого только в БРЕСТ-ОД-300 находится около девяти тысяч тонн, и сохранением природного радиационного баланса.

Основная проблема заключается в сложности обслуживания этих установок. Это было одной из основных причин, из-за которой все установки транспортного назначения с Pb-Bi были в 1990-х гг. утилизированы, проработав всего по

несколько кампаний.

БРЕСТ планируется только с нитридным топливом, поскольку в случае использования оксидного топлива необходимо жесткое крепление ТВС, иначе они могут «всплыть», так как вместе с оболочками оксид получается легче свинца.

Более плотное нитридное топливо пока недостаточно изучено. Для этого топлива проводились только эксперименты с несколькими твэлами, которые показали, что требуемое выгорание пока может не получаться, поскольку PuN при выгорании распухает больше чем UN, и это может привести к неравномерному нагружению оболочки твэла, препятствующему высокому выгоранию топлива (распускание топлива ~ 1,2 % на 1 % выгорания [7]).

### Экономические проблемы

В конечном итоге все определяет экономика. Экономических оценок по всей программе и ее отдельным элементам пока нет. Нет таких оценок даже для БН-800, который предполагалось пустить в 2014 г. Можно сделать приближенную оценку только из второстепенных источников.

Если взять за основу удельную металлоемкость ЯЭУ на  $\text{kVt}_{\text{эл.}}$ , то эти показатели таковы:

ВВЭР	БН-600	БН-800	БН-1200	ВВЭР-СКД
3,25 т/МВт <sub>эл.</sub>	13 т/МВт <sub>эл.</sub>	9,7 т/МВт <sub>эл.</sub>	5,6 т/МВт <sub>эл.</sub>	1,5 т/ МВт <sub>эл.</sub>

Удельная металлоемкость соответствует относительной стоимости сооружаемых ЯЭУ. Сейчас в России блоки с ВВЭР-1200 строятся по цене ~ 3200 \$/кВт<sub>эл.</sub>. Эта стоимость уже не конкурентна с ТЭС на органическом топливе. БН-1200 намного дороже, чем ВВЭР-1200, СВБР-100 оценивается в 10000\$/кВт<sub>эл.</sub>, а создание БРЕСТ-ОД-300 на СХК обойдется в 64 миллиарда рублей (~ 7000 \$/кВт<sub>эл.</sub>). Это еще приближенные оценки, при строительстве они могут вырасти в несколько раз.

Нужен еще ПЯТЦ – завод по переработке ОЯТ и фабрикации нового топлива. Предполагается, что стоимость ПЯТЦ будет увеличивать общую стоимость ЯЭУ на ~ 15% [8]. К этому нужно добавить, что стоимость МОХ ОЯТ будет примерно в пять раз дороже первоначального топлива.

### Проблемы, связанные с младшими актинидами (МА)

Одной из основных проблем при переработке ОЯТ являются МА – Am<sup>241–243</sup> и Cm<sup>241–246</sup>, поскольку это самые интенсивные и долгоживущие источники излучения.

При описании реакторов БН и БРЕСТ заявляется, что МА будут рециклироваться вместе с топливом – гомогенное выгорание [8]. Если оставлять МА во всем топливе, то с таким топливом трудно будет работать. Необходимы полностью автоматизированное производство, новые технологии с охлаждением на всех этапах топлива, твэлов, ТВС. Все это будет существенно удорожать строительство и эксплуатацию АЭС.

Применительно к реактору БРЕСТ с нитридным топливом при гомогенном выгорании МА с добавкой их в топливо ~ 1% существенно уменьшится величина  $\beta_{\text{эфф.}}$  ( $\beta_{\text{эфф.}} \approx 0,35\%$  без МА и  $0,30\%$  с добавкой МА [9]), что создаст более низкие возможности управления реактором в случае аварии с мгновенной критичностью или потерей критичности.

### Переработка ОЯТ реакторов ВВЭР

После первых загрузок, которые могут обеспечиваться в ПЯТЦ или на заводах РТ-1 ПО «Маяк» и РТ-2 – Горно-химический комбинат (ГХК) г. Железногорск, топливный цикл для быстрых реакторов получается замкнутым при  $K_B \approx 1,2 - 1,3$  с МОХ (ОЯТ) или при переходе на нитридное топливо ( $K_B \approx 1,05$ ).

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Топливо реакторов ВВЭР-440 перерабатывается на заводе РТ-1 производительностью 400 т/г., а топливо ВВЭР-1000, построенных в нашей стране и за рубежом, свозится в хранилище. На ГХК планируется в 2025 г. ввод завода РТ-2 по переработке этого топлива производительностью ~ 700 – 1200 т/г., при этом будет выделяться ~ 10 т<sub>(U+Pu)</sub>/г. В 2001 г. на ГХК было накоплено ~ 3000 т ОЯТ, и планируется ежегодное пополнение по ~ 300 т ОЯТ своих ВВЭР и принятие на долговременное хранение до 20000 т ОЯТ из-за рубежа [10], поэтому необходимы дополнительные хранилища и увеличение объемов переработки.

Для быстрых реакторов не нужен плутоний – в них могут быть даже его излишки. Встает вопрос – что делать с плутонием, полученным после переработки ОЯТ? Хранить нельзя, в ВВЭР не планируется использование МОХ (ОЯТ), да и в указанной программе выбывающие ВВЭР будут замещаться БН или свинцовыми реакторами.

Отсюда получается, нет стимула перерабатывать ОЯТ и хранить его дорого. Для полного ЗТЦ нужны реакторы с КВ < 1 для сжигания наработанного плутония.

### РАЗВИТИЕ КОНЦЕПЦИИ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМ ДАВЛЕНИЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Из шести направлений перспективных реакторов, отмеченных в «Поколении IV», в настоящее время наибольшее развитие (после БН) получают реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления. В этих реакторах используются отработанные технологии в реакторной части – BWR и ВВЭР и в турбинной части – из ТЭС.

В настоящее время разработки по тематике SCWR ведутся более чем в 15-ти странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.).

Таблица 1

#### Сравнительные характеристики проектов водоохлаждаемых реакторов с СКД теплоносителя

Параметр	SCWR (Корея)	SCLWR (Япония)	CANDU (Канада)	HPLWR (Европа)	CSR-1000 (Китай)	SCFR (Япония)	ВВЭР-СКД (Россия)
Мощность, МВт тепловая электрическая	3989 1739	2273 950	2540 1220	2188 1000	2300 1000	3832 1698	3830 1700
КПД, %	43,7	42	48	44	43,5	44,3	43,5
Температура, °C воды пара	350 510	280 508	350 625	280 508	280 500	280 523	290 540
Давление пара, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Расход воды, кг/с	2518	1816	1312	1113	1190	1897	1880
КПД, %	43,7	42	48	44	43	44,3	43,5

В таблице 1 приведены сравнительные характеристики проектов реакторов с СКД теплоносителя: все установки – одноконтурные, спектр нейтронов тепловой (колонки 1 – 5) и быстрый (колонки 6, 7); топливо – оксид МОХ.

За основу реакторов с тепловым и быстрым спектрами нейтронов были приняты японские проекты с началом финансирования в 2000 г., в которых приняты прямоточные схемы охлаждения активной зоны при движении теплоносителя снизу вверх [11].

В последующие годы по этим двум направлениям проводилось много исследований, они развивались и усовершенствовались. В Канаде разрабатывается вертикальный CANDU-SCWR первоначально малой мощности  $N_e = 300$  МВт, 120 топливных каналов с

параметрами теплоносителя 350 °C на входе и 625 °C на выходе при давлении 25 МПа, на второй стадии – уже коммерческий реактор с  $N_3 = 1220$  МВт и КПД  $\approx 50\%$  [12].

### **Сверхкритический водяной реактор (СВР) CSR-1000**

Наиболее интенсивно технология реакторов SCWR разрабатывается в Китае. Эти работы включены в национальные программы, обеспечиваются финансированием, и в них участвует около десяти научных институтов и университетов. На симпозиуме ISSCWR-6 китайские ученые представили половину (из 100) докладов, посвященных реакторам SCWR. Они также участвуют во многих проектах, разрабатываемых Евросоюзом и Канадой.

Разрабатывается реактор, охлаждаемый водой СКД, с тепловым спектром нейтронов CSR-1000, планируемый к запуску в 2022 г. [13]. В 2012 г. был закончен первый этап – «Разработка технологии СВР», утвержденный правительственным решением. На этом этапе были проведены работы по концепции и проектированию энергетических систем реактора CSR и эксперименты по теплообмену, теплогидравлике, конструкционным материалам. Выполнены технические исследования (ТИ) по обоснованию безопасности, аварийным режимам. В 2015 г. предполагается получить утверждение (правительством) на проведение второго этапа работ на период 2015 – 2017 гг., в течение которого планируется выполнить ТИ по пуску, остановкам и управлению систем эксплуатации, по технологии изготовления трубных материалов для оболочек твэлов, провести испытания на облучение внутренкорпусных конструкционных материалов и материалов оболочек твэлов и облучение твэлов в реакторе. Последующие этапы будут вестись до завершения строительства и пуска ЯЭУ в 2022 г.

Китайские ученые разрабатывают также реактор с быстрым спектром нейтронов [14]. За основу они взяли реактор, созданный в России. Китайский реактор отличается от ВВЭР-СКД только размером диаметра твэла (у них – 9,62 мм, у нас – 10,7 мм) и поэтому уменьшилась мощность установки  $N_3 = 1530$  МВт (у нас 1700 МВт), все остальное принято без изменений.

### **Реактор ВВЭР-СКД**

В 2011 г. Россия вступила в программу МФП-4. Начиная с 2006 г. в результате совместных работ ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ-ФЭИ, «Курчатовский институт» разработана проектная концепция реактора ВВЭР-СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов и мощностью  $N_3 = 1700$  МВт при двухходовой схеме охлаждения. Данная концепция рассматривается основной для усовершенствования технологии ВВЭР с возможностью перехода к использованию МОХ-топлива на основе (U-Pu-Th)-композиции и замыканию топливного цикла [15 – 17].

В соответствии с предлагаемой схемой охлаждения реактора активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС – 121 ТВС ЦЗ и 120 ТВС ПЗ (рис. 1). Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В низу активной зоны в камере смешения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную зону, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх. Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при  $\sim 385$  °C. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на 95 °C, плотность изменяться примерно в три раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит 155 °C, плотность изменится в 2,2 раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а будет изменяться по радиусу, и в этом случае не потребуется сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны, пустотный эффект будет отрицательным без

введения бланкета, все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры (чем при одноходовой схеме охлаждения [11]).

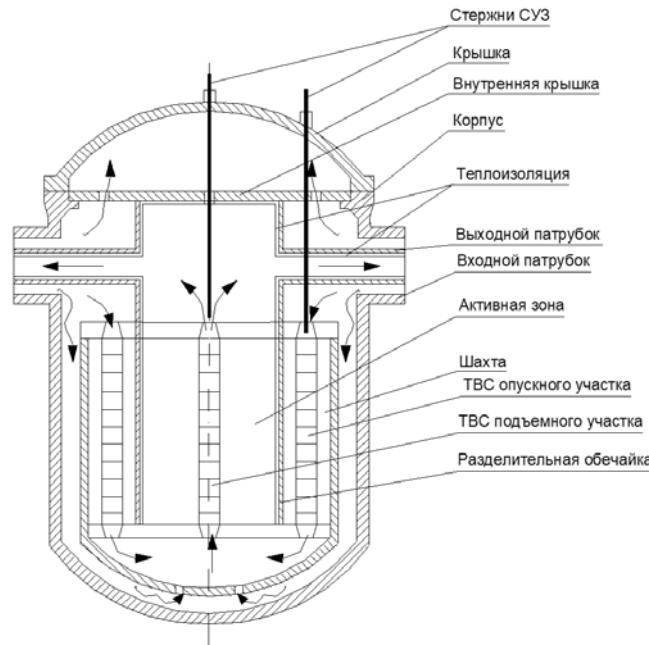


Рис. 1. Схема охлаждения реактора

#### Ожидаемые преимущества концепции ВВЭР-СКД:

- быстрорезонансный спектр нейтронов позволит достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около единицы), сократить расходы урана, обеспечить использование  $U^{238}$ , выжигание радиоактивных отходов;
- увеличение коэффициента полезного действия цикла до 44 – 45% вместо существующих на АЭС 33 – 34%;
- уменьшение расхода теплоносителя через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне на 250 °C по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30 – 35 °C, что приводит к уменьшению размеров трубопроводов;
- прямоточная схема АЭС позволит отказаться от парогенераторов и всего оборудования второго контура;
- применение освоенного серийного оборудования машинного зала, широко используемого в настоящее время в тепловой энергетике (турбины, подогреватели и т.п.);
- значительное уменьшение объема защитной оболочки и строительных объемов, металлоемкость РУ составит ~ 1,5 т/МВт (эл);
- сокращение эксплуатационных затрат.

### РЕАКТОР ВВЭР-СКД ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

#### Нейтронно-физические расчеты топливных циклов

На рисунках 2 и 3 представлены в расчетной модели картограмма активной зоны и поперечное сечение ТВС при двухходовой схеме охлаждения и наличии периферийной (ПЗ) и центральной (ЦЗ) зон.

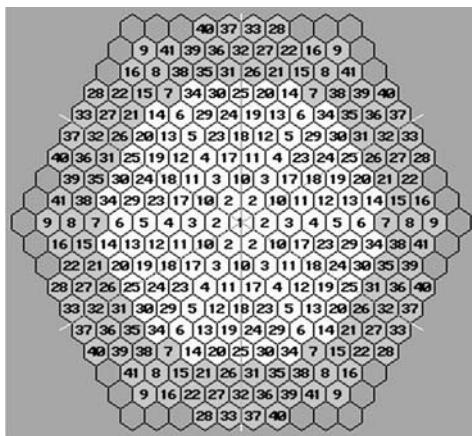


Рис. 2. Картограмма активной зоны

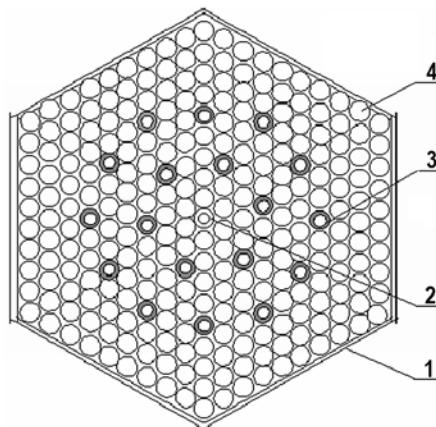


Рис. 3. Поперечное сечение ТВС: 1 – чехол толщиной 2,25 мм; 2 – центральная труба  $\varnothing$  12,0 мм  $\times$  0,55 мм; 3 – 18 направляющих под ПЭЛ  $\varnothing$  12,0 мм  $\times$  0,55 мм; 4 – 252 твэла, оболочка размером  $\varnothing$  10,7 мм  $\times$  0,55 мм, шаг 12 мм. Конструкционный материал – сталь ЭП-172 (ЧС-68)

Топливная композиция представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония.

При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония  $\gamma_{\text{MOX}} = 9,5 \text{ г}/\text{см}^3$  плотность оксида оружейного плутония составляет  $0,7 \text{ г}/\text{см}^3$  и одинакова во всех ТВС.

Кроме MOX (U-Pu)-топлива рассматривалась возможность вовлечения тория в смешанных загрузках: в ЦЗ – U-Pu, а в ПЗ – U-Th и когда во всей активной зоне использовалось ( $\text{U}^{233}$ -Th)-топливная загрузка. Рассматривалось также нитридное топливо с плотностью 80 % от теоретической  $\gamma (\text{U}, \text{Pu})\text{N} = 11,5 \text{ г}/\text{см}^3$  при 9%-ном обогащении топлива оружейным плутонием. Результаты расчетов топливных циклов приведены в табл. 2.

Из приведенных результатов расчетов видно, что из-за особенностей реактора (быстроизонансный спектр нейтронов; двухходовая схема охлаждения с более плотным теплоносителем в ПЗ) нет проблем с его обезвоживанием (пустотный эффект отрицателен в течение всей кампании). С компенсируемостью СУЗ при самом сложном режиме – заливе реактора холодной водой – требуется использование ПС с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с ( $\text{U}^{233}$ -Th)-топливной загрузкой требуется введение гадолиния.

Таблица 2

**Основные характеристики реактора с U-Pu-Th-топливными циклами**

Характеристика	U-Pu	Pu-Th	Th	(U,Pu)N
Начальная загрузка топлива, т	135.6	137.3	139.0	167.9
Начальная загрузка делящихся изотопов Pu/U <sup>233</sup> , т	11.77/0.0	5.91/4.80	0/10.81	13.39/0
Загрузка делящихся Pu/U <sup>233</sup> в ТВС, кг	48.86/0	48.86/39.99	50.24/ 39.46	55.57/0
Обогащение топлива Pu/U <sup>233</sup> , %				
ЦЗ	7.7/0	7.7/0	0/9.0	7.88/0
ПЗ	7.7/0	0/7.0	0/6.9	7.88/0
Кратность перегрузок	5	5	5	5
Длительность межперегрузочного интервала, эф. сут	300	310	300	295
Энерговыработка средняя/максимальная, МВт·сут/кг т.а.	39.79/65.4	42,2/68,6	34,6/47,5	30,7/53,5
Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения, $K_q/K_v$	1.46/2.19	1,61/2,62	1,67/2,8	1,71/2,66
Загрузка делящихся изотопов, т/г.	2.34	2,11	2,20	2,62
Выгрузка делящихся изотопов, т/г.	2.18	1,87	1,96	2,582
Коэффициент воспроизводства:				
ЦЗ	1.013	1.003	0,957	1.059
ПЗ	0.853	0.769	0.800	0.909
средний по активной зоне	0.933	0.887	0.890	0.984
Обезвоживание, $\Delta K$ % начало/конец кампании	-5.88/-3.64	-3.24/-1.40	-6.28/ -2.32	-0.05/ -0.03
$K_{\text{эфф.}}$ начало/конец кампании	1.0175/ 1.0010	1.0281/ 1.0010	1.0344/ 1.0000	1.004/ 1.001

В случае использования нитридного топлива надкритичность в начале кампании составляет  $\Delta K \approx 0,44\%$ , в конце –  $0,08\%$ , что меньше  $\beta_{\text{эфф.}}$ , таким образом, обеспечивается безопасность реактора при извлечении всех стержней СУЗ.

**Исследование возможности выжигания МА в реакторе ВВЭР-СКД**

Реактор ВВЭР-СКД может быть эффективным в ЗТЦ, поскольку использует собственное ОЯТ с добавлением небольшого количества плутония (160 – 200 кг оружейного или энергетического). В нем могут использоваться (U-Pu-Th)-топливные циклы.

Основной проблемой становится обращение с МА, к которым прежде всего относятся изотопы Am<sup>241</sup> – <sup>243</sup> и Cm<sup>242</sup> – <sup>245</sup>, определяющие большую радиоактивность ОЯТ и РАО. Изотоп Np<sup>237</sup> не отделяется от топлива, а кюрий из-за высокого энерговыделения в нем лучше выделить и отправить на длительное хранение, в результате которого его изотопы превратятся в плутоний.

На рисунке 4 приведено поперечное сечение ТВС с младшими актинидами.

В реакторе ВВЭР-СКД можно достичь более глубокого выгорания МА, если разместить ТВС с МА в периферийной зоне и оставлять их так на две кампании по выгоранию [18]. За 10 лет работы в реакторе ВВЭР-СКД накапливается ~ 1400 кг МА (из них 97 % Am и 3 % Cm) при стационарном режиме перегрузок при кампании пять лет для рабочих ТВС и 10 лет для ТВС с МА.

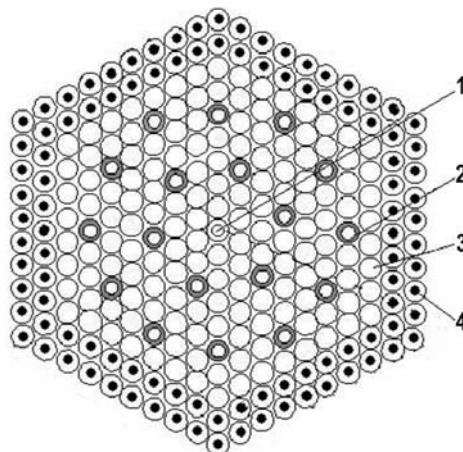


Рис. 4. Поперечное сечение ТВС: 1 – центральная трубка; 2 – трубы под ПС СУЗ; 3 – твэлы с МОХ-топливом; 4 – твэлы с МА

Проведены расчеты топливного цикла в трехмерной гексагональной геометрии и в 5-групповом приближении по программному комплексу WIMS-ACADEM.

На рисунке 5 приведены в угле симметрии  $60^\circ$  результаты расчетов энерговыработки  $E$  МВт·сут/кг т.а. и неравномерности энерговыделения ( $K_q$ ) по ТВС, из которых четыре ТВС в П3 (№ 8, 23, 36, 45) с МА на конец кампании после десяти лет работы при стационарном режиме перегрузок. ТВС № 15, 28, 39 имитируют в расчетах наличие разделительной выгородки и соответствуют ее объему и составу.

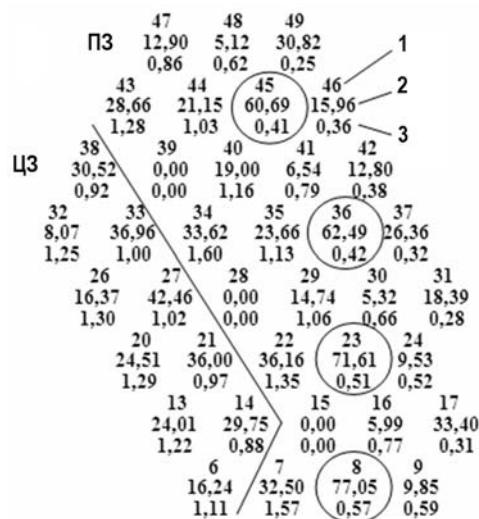


Рис. 5. Энерговыработка и неравномерность энерговыделения по ТВС активной зоны в угле симметрии  $60^\circ$  на конец кампаний: 1 – № ТВС; 2 – выгорание  $E$ , МВт·сут/кг т.а.; 3 –  $K_q$ ; ТВС с МА обведены окружностями

В твэлах с МА за 10 лет выгорания остается  $\sim 12\%$  МА от начального значения, и такие твэлы можно отправлять на длительное захоронение. Всего в 24 ТВС загружается 1230 кг  $\text{Am}^{241-243}$ . Таким образом, все МА, которые накопились в реакторе за 10 лет работы, могут за это же время выгореть, и для этого нужно  $\sim 24$  ТВС.

Твэлы с МА состоят из смеси 35%  $\text{ZrO}_2$  + 65%  $\text{AmO}_2$ . Такая композиция не растворяется в кислотах и воде при длительном захоронении.

Из расчетов ТВС по программе MCNP получено, что максимальная за кампанию не-

равномерность энерговыделения по твэлам не превышает 1,3.

Использование в реакторе ВВЭР-СКД твэлов с МА (в указанных количествах) позволяет сэкономить около 40 кг плутония в год, при этом не будет существенных изменений в неравномерности распределения энерговыделения по ТВС в активной зоне.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Анализ зарубежных исследований по ВВЭР СКД свидетельствует об их системности, согласованности, соучастии во многих проектах и, что особенно важно, о заблаговременной подготовке кадров. Зарубежные институты проводят совместно с МАГАТЭ специальные курсы по конструкции и технологии SCWR. Создание демонстрационных установок планируется в 2022 г., а коммерческих – в 2030 г., и они будут замещать существующие водоохлаждаемые реакторы поколения 3 и 3+.

Несмотря на то, что Россия присоединилась к работам, проводимым по реакторам с СКД в рамках МФП-4, еще не подписано ни одно проектное соглашение об участии в конкретных международных проектах, и мы не можем пользоваться достигнутыми в них результатами.

Как было показано, в ЗТЦ при использовании только реакторов БН и БРЕСТ возникает много технических и экономических трудностей, решаются не все проблемы с ЗТЦ, и реактор ВВЭР-СКД мог бы во многом способствовать их решению. Внедрение этих реакторов помогло бы улучшить экономику, осуществлять глубокое выявление МА, при этом существенно сокращать объемы ядерно опасных работ, использовать нарабатываемые в процессе переработки ОЯТ (U+Pu).

Накопленные за последние 10 лет знания позволяют уточнить разработанную ранее концепцию, наметить план первоочередных исследований, составить техническое задание и приступить к проектированию экспериментального реактора небольшой мощности ~ 30 МВт. Разработку такого реактора с универсальными схемами охлаждения и спектрами нейтронов можно вести при международном сотрудничестве.

## **Литература**

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems , 2002, 91 pp. Доступно на сайте <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>
2. Кириллов П.Л., Поро И. Поколение IV ядерных реакторов как основа для мирового производства электричества в будущем //Атомная техника за рубежом. – 2014. – № 2 – С. 3-12.
3. Assessment of nuclear energy systems based of a closed nuclear fuel cycle with fast reactors/ A report IAEA – January 2010. – Vienna – TECDOC-1639.
4. Новая программа Росатома // Периодическое издание – Страна «Росатом» – 19.03.2012 г.
5. «Росатом» создает реакторы, работающие на отработанном топливе // Периодическое издание – Атомная стратегия – 06.08.2012.
6. Гончар Н.И., Панкратов Д.В. Определение характеристик выхода полония из ЖМТ в газовую фазу по экспериментальным данным ГНЦ РФ-ФЭИ / Доклад на конференции «Теплофизика-2013». – Обнинск, 2013.
7. Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. и др. Состояние нитридного топлива после облучения в быстрых реакторах // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 336-341.
8. Лопаткин А.В., Орлов В.В. и др. Топливный цикл реакторов «Брест» // Атомная энергия – 2000. – Т. 89. – Вып. 4. – С. 308-314.
9. Проектирование быстрого реактора со свинцовым теплоносителем (LFR): безопасность, нейтронная физика, теплогидравлика, механика конструкций, топливо, активная зона и конструкция установки // Новости атомной науки и техники. – 08.10.2011. – № 225-228. – Обнинск.
10. Сафутин В., Завидский М., Кирсанов А. Национальная индустрия услуг по обращению

- с ОЯТ//Ядерное общество. – 2000. – № 5-6. – С. 57-62.
11. *Oka Y., Koshizuka S.*. Design Concept of Once-Through Cycle Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors/Proceedings of the First International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. – 6-9 Nov. 2000. – Tokyo, Japan.
12. *Yetisir M., Gaudet M., Rhodes D.* Development and Integration of Canadian SCWR Concept with Counter-Flow Fuel Assembly /ISSWCR-6. – 03-07 March 2013 – Shenzhen, China – Paper 13059.
13. *Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G.* A stability analysis of supercritical water-cooled reactor CSR-1000/ISSCWR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13044.
14. *Zhang Peng, Wang Kan, Yu Ganglin* Utilization of Different Fuel in Supercritical Fast Reactor/ISSCWR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13083.
15. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя // Атомная энергия – 2006. – Т. 100. – Вып. 5. – С. 349-355.
16. Рыжов С.Б., Мохов В.А., Никитенко М.П. Концепция одноконтурной РУ ВВЭР-СКД с корпусным реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления/Доклад на V Международном симпозиуме: ISSCWR-5. – 13-16 марта 2011. – Ванкувер, Канада.
17. Alexander P. Glebov, Alexey V. Klushin, Yuriy D. Baranaev, Pavel L. Kirillov Presearch of Features of U-Pu-Th Fuel Cycle and its use for Burning up of Minor Actinides in Supercritical Water-Cooled Reactor with Fast Neutron Spectrum/ICONE21. – 29 July-2 August 2013. – Chengdu, China. – Paper 16888.
18. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. Активная зона с быстрорезонансным спектром нейтронов со сверхкритическим давлением воды. Патент на изобретение № 2485612, 2013., RU 2 485 612 C1.

Поступила в редакцию 19.07.2014 г.

### Авторы

Глебов Александр Платонович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: glebov@ippe.ru

Клушин Алексей Валерьевич, научный сотрудник

Баранаев Юрий Дмитриевич, начальник лаборатории  
E-mail: baranaev@ippe.ru

UDC 621.311.25:621.039.51

## PROSPECTS OF VVER-SKD IN A CLOSED FUEL CYCLE

Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

IAEA supervised a research project (from early in 2005 till late in 2007) on innovative nuclear reactors and fuel cycles (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles – INPRO), 8 countries with developed atomic power taking part in it. The aim of the project was to evaluate a nuclear power system based on a closed fuel cycle (CFC) with fast reactors in terms of its evolution, specification of implementation stages and duration, providing a basis and a field for joint R&D work. The countries agreed to use the commercial system CNFC-FR (Commercial Nuclear Fuel Cycles-Fast Reactors) as a standard in evaluation. The system is ready for wide application in the upcoming 2-3 decades and is based on proven technologies such as sodium coolant, pelletized mixed oxide (MOX) fuel and advanced technology for aquatic processing.

Despite the common fundamentals of the CNFC-FR system, there are significant

differences between the nuclear power systems existing in the countries participating in the joint studies and between the strategies for their development, which is the reason for the differences in the implementation of closed fuel cycle. In some countries it is proposed that, besides sodium, gas and lead should be used. In addition to MOX fuel, consideration is given to a denser nitride and metal fuel, together with different U-Pu, U-Th fuel cycles.

Since 2000 many countries have been supporting development of G4 supercritical water-cooled thermal and fast neutron reactors (Supercritical Water-Cooled Reactors – SCWR). It is planned to have built demonstration reactors followed by commercial NPPs by 2025. Development of SCWR reactors will bring about changes in working out AE strategy as well as CFC process in some countries.

The report examines peculiarities of implementing closed fuel cycle in Russia, implementation stages and duration, associated problems and possible ways of dealing with them; it also proposes solutions for optimizing fuel cycle.

**Key words:** international forum «Generation IV», fast reactor, sodium, lead, supercritical water, MOX-fuel, closure of the fuel cycle, the spent nuclear fuel, burning minor actinides.

#### REFERENCES

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. 2002, 91 p. Available at: <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>,
2. Kirillov P.L., Poro I. Generation IV nuclear reactors as the basis for the global electricity production in the future. *Nuclear energy technology abroad*. 2014, no.2, pp. 3-12 (in Russian).
3. Assessment of nuclear energy systems based of a closed nuclear fuel cycle with fast reactors. Report IAEA. January 2010, Vienna – TECDOC-1639.
4. The new program Rosatom. Periodical *Strana «Rosatom»* 19.03.2012 (in Russian).
5. «Rosatom» creates reactors running on spent fuel. Periodical *Nuclear strategy* 06.08.2012 (in Russian).
6. Gonchar N.I., Pankratov D.V. Characterization of LMC output polonium into the gas phase from the experimental data SSC RF-IPPE/Report on the conference: «Thermophysics-2013». – Obninsk, 2013 (in Russian).
7. Krjukov F.N., Nikitin O.N., Kuzmin S.V., Belyaeva A.V., Malceva E.B., Gilshutdinov I.F., Grin P.I. Condition nitride fuel after irradiation in fast reactors. *Atomnaja Energija*. 2012, v. 112, iss. 6, pp. 336-341.
8. Lopatkin A.V., Orlov V.V., Sili-Novitskii A.G., Filin A.M., Bibilishvili Yu.K., Rogozin B.D., Leontev B.F. Fuel cycles reactors BREST. *Atomnaja Energija*. 2000, v. 89, iss. 4, pp. 308–314.
9. Designing fast lead-cooled reactor (LFR): safety, neutron physics, thermal hydraulics, mechanical designs, fuel, reactor core design and installation. *Novosti atomnoj nauki i tehniki*. 08.10.2011, no. 225-228. Obninsk, IPPE Publ. (in Russian).
10. Safutin V., Zavidskii M., Kirsanov A. National service industry SNF. *Jadernoe obshhestvo*. 2000, no. 5-6, pp. 57-62 (in Russian).
11. Oka Y., Koshizuka S. Design Concept of Once-Through Cycle Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors/Proceedings of the First International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. – 6-9 Nov. 2000. – Tokyo, Japan.
12. Yetisir M., Gaudet M., Rhodes D. Development and Integration of Canadian SCWR Concept with Counter-Flow Fuel Assembly/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013 – Shenzhen, China – Paper 13059.
13. Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G. A stability analysis of supercritical water-cooled reactor CSR-1000/ISSCWR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13044.
14. Zhang Peng, Wang Kan, Yu Ganglin Utilization of Different Fuel in Supercritical Fast Reactor/ISSCWR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13083.
15. Glebov A.P., Klushin A.V. Reactor with fast resonance spectrum cooled by water at

supercritical pressure and two-pass coolant flow scheme. *Atomnaja Energija*. 2006, v. 100, iss. 5, pp. 349–355.

16. Ryjov S.B., Mokhov V.A., Nikitenko M.P. The concept of single-VVER-SKD with body reactor cooled by supercritical water/Report on the 5th International Symposium: ISSCWR-5.– 13-16 march 2011.– Vancouver, Canada.

17. Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D., Kirillov P.L. Presearch of Features of U-Pu-Th Fuel Cycle and its use for Burning up of Minor Actinides in Supercritical Water-Cooled Reactor with Fast Neutron Spectrum/ICONE21. – 29 July-2 August 2013. – Chengdu, China. – P. 16888.

18. Baranaev Yu.D., Glebov A.P., Klushin A.V. Reactor core with fast-resonance neutron spectrum with supercritical water pressure. Patent for an invention № 2485612, 2013, RU 2 485 612 C1 (in Russian).

### Authors

Glebov Aleksandr Platotonovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),  
E-mail: glebov@ippe.ru

Klushin Aleksej Valer'evich, Senior Researcher

Baranaev Yurij Dmitrievich, Head of Laboratory  
E-mail: baranaev@ippe.ru

# ПОВЫШЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ СТАНЦИЙ НА ОСНОВЕ ВОДОРОДНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

**P.3. Аминов, В.Е. Юрин**

*Саратовский государственный технический университет им. Ю.А. Гагарина*

*Отдел энергетических проблем Саратовского научного центра РАН*

*410054, г. Саратов, ул. Политехническая, 77*



Предложен путь эффективного использования на атомных электростанциях водородных технологий, которые в штатном режиме дают возможность увеличить маневренность станции, а в случае полного обесточивания обеспечить электроснабжение собственных нужд АЭС. Проведена вероятностная оценка надежности системы аварийного электроснабжения АЭС в состояниях обесточивания при совместном использовании постоянно действующей дополнительной паровой турбины и каналов системы аварийного электроснабжения (САЭ) с дизель-генераторами (ДГ). Предложенная установка с дополнительной паровой турбиной позволяет использовать остаточное тепловыделение реактора для его расхолаживания в течение 72-х часов. При обесточивании станции с несколькими энергоблоками для поддержания необходимой для их расхолаживания мощности дополнительной турбины осуществляется генерация дополнительного пара путем сжигания водорода в кислороде. Показано, что вариант установки на АЭС постоянно действующей дополнительной паровой турбины небольшой мощности в сочетании с водородным комплексом позволяет повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС в аварийных ситуациях с обесточиванием.

**Ключевые слова:** система аварийного электроснабжения, водородный цикл, камера сгорания, атомная электростанция, маневренность, безопасность, резервирование собственных нужд АЭС, полное обесточивание.

## ВВЕДЕНИЕ

В мировой практике насчитывается большое число крупных системных аварий, приводящих к вынужденному останову генерирующих источников и их обесточиванию. Для атомных электростанций этот вопрос приобретает чрезвычайную актуальность в связи с необходимостью расхолаживания активной зоны реактора. По данным института «Атомэнергопроект» на примере четвертого энергоблока Балаковской АЭС показано, что наибольший вклад в вероятную частоту повреждения активной зоны вносят события с обесточиванием (51,4 %).

В настоящее время при полном обесточивании АЭС предусмотрен переход станции на аварийное расхолаживание реакторных установок с использованием питания от дизель-генераторов [1]. При этом главные циркуляционные насосы останавливаются, что

© *P.3. Аминов, В.Е. Юрин, 2015*

приводит к повышению давления во втором контуре, срабатыванию быстродействующей редукционной установки с выбросами пара в атмосферу БРУ-А и предохранительных клапанов парогенераторов и, соответственно, сбросу пара в атмосферу.

Для исключения потери рабочего тела через предохранительные клапаны второго контура и во избежание связанных с этим негативных последствий желательно расхолаживать реактор в штатном режиме без включения БРУ-А, т.е. оставить в работе циркуляционный насос и сбрасывать часть несработавшего в дополнительной турбине пара через БРУ-К в конденсатор.

## ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

При обесточивании одним из способов расхолаживания реактора в штатном режиме является расхолаживание реактора с питанием собственных нужд от дополнительной турбоустановки, которая работает на паре, генерируемом за счет энергии остаточного тепловыделения и энергии сжигания водорода в кислороде [2].

Для повышения эффективности постоянно действующей дополнительной турбины в работе рассмотрена схема с аккумулированием невостребованной электроэнергии в виде водорода и кислорода в ночные внепиковые часы электрической нагрузки и использованием этой энергии для перегрева пара, поступающего на дополнительную турбину в пиковые часы. При этом дополнительная турбина и водородное хозяйство могут быть размещены за пределами площадки АЭС. Возможная схема реализации указанного способа для энергоблока влажно-паровой АЭС представлена на рис. 1.

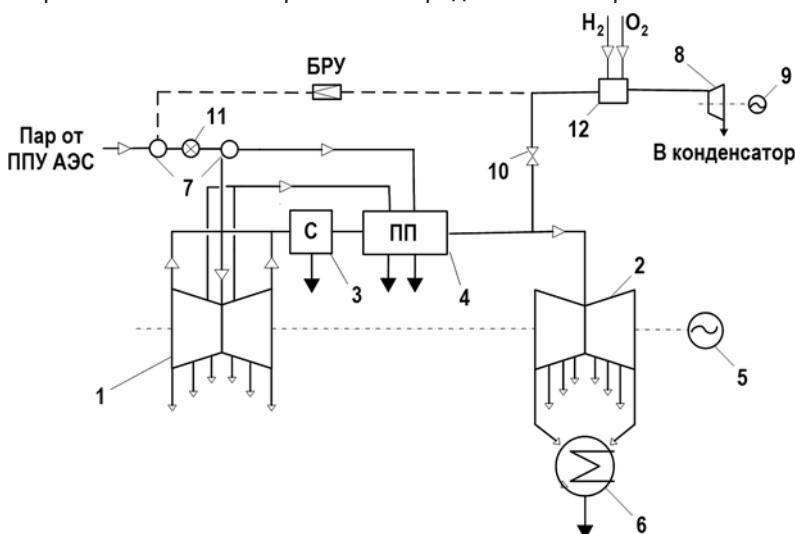


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема обеспечения общестанционного резервирования с повышением маневренности АЭС при использовании дополнительной ПТУ: 1, 2 – цилиндры высокого и низкого давления паровой турбины соответственно; 3 – сепаратор; 4 – промежуточный паропаровой перегреватель; 5 – электрические генераторы; 6 – конденсаторы; 7 – устройство парораспределения; 8 – дополнительная паротурбинная установка; 9 – генератор дополнительной паротурбинной установки; 10 – задвижка; 11 – стопорный клапан; 12 – двухступенчатая камера сгорания с пароводяным охлаждением

Дополнительное количество пара для работы дополнительной турбоустановки может быть получено также за счет увеличения мощности реактора, при этом мощность ЦВД увеличится, а ЦНД избежит перегрузки за счет отвода части пара на дополнительную паровую турбину после промперегрева.

Дополнительная паротурбинная установка всегда находится в работе – днем она используется для выработки пиковой электроэнергии, ночью ее нагрузка снижается до минимума. В аварийной ситуации, вызванной, например, обесточиванием, на

дополнительную турбину продолжает поступать пар, генерируемый остаточным тепловыделением, по мере уменьшения которого, в случае необходимости, в камеру сгорания подаются запасенные водород и кислород и начинает впрыскиваться балластировочная вода, в результате чего образуется необходимое для поддержания мощности количество пара.

Основной составляющей тепловой мощности в любом реакторе через несколько минут после его останова в течение продолжительного времени будет происходить тепловыделение вследствие торможения бета-частиц и передачи части энергии гамма-излучения осколков деления и продуктов их распада, которое принято называть остаточным тепловыделением. Изменение мощности остаточного тепловыделения в зависимости от этих процессов для ВВЭР-1000, рассчитанное по формуле Вей-Вигнера [3], показано на рис. 2.

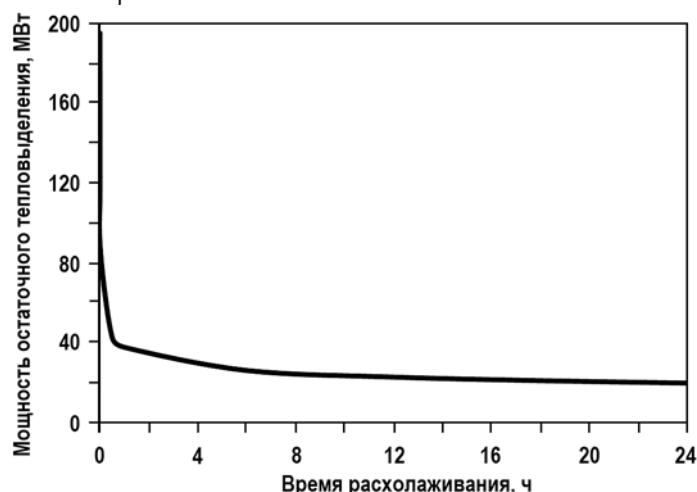


Рис. 2. График для приближенной оценки остаточного тепловыделения после остановки ЯР

На первом этапе расхолаживания в первом контуре поддерживается естественная циркуляция путем отвода тепла через парогенератор (со скоростью не более 15°C в час). При этом на паровую турбину поступает из паропроизводящего устройства необходимая часть пара, генерируемого остаточными тепловыделениями активной зоны реактора. Остальной пар через БРУ-К сбрасывается в конденсатор.

Для четырех энергоблоков необходима установка, как минимум, двух паровых турбин (по одной на первый и третий или на второй и четвертый энергоблоки по очередности перезагрузки топлива). Рассмотрим наихудший вариант, когда одна из дополнительных ПТУ выведена в ремонт, а все энергоблоки находятся в работе и расхолаживание четырех энергоблоков обеспечивается за счет работы одной дополнительной турбины с использованием остаточных тепловыделений одного реактора; в остальных трех весь генерируемый пар направляется через БРУ-К в конденсатор. Давление на входе в турбину поддерживается равным штатному посредством БРУ.

Остаточного тепловыделения одного реактора ВВЭР-1000 хватает для генерации в дополнительной турбоустановке электроэнергии, необходимой для расхолаживания одного энергоблока на 72 часа. Для двух энергоблоков остаточного тепловыделения одного реактора хватает на восемь часов. Для четырех реакторов это время снижается примерно до одного часа. За этот период приводится в рабочее состояние двухступенчатая водородная камера сгорания с пароводяным охлаждением. В течение последующих двух часов водородная камера сгорания работает только на перегрев свежего пара, генерируемого в основном парогенераторе. Далее основного свежего пара перестает хватать для необходимой выработки электроэнергии, и до восьми часов с момента ава-

рии водородная камера сгорания работает на генерацию недостающего количества пара (за счет впрыска балластирочной воды в камеру сгорания) и перегрева свежего пара из основного ПГ. Начиная с восьми часов от момента аварии водородная камера сгорания работает как автономный парогенератор, а пар, генерируемый в основном парогенераторе, через БРУ-К сбрасывается в конденсатор. Спустя примерно 10 часов с момента начала аварии температура теплоносителя первого контура опускается ниже 150°C, и включается система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления (САОЗ НД). Включаются в работу насосы САОЗ НД: аварийного расхолаживания ЦНР-800-230 и подачи технической воды ЦВА 1350-35, используемой для отвода тепла от теплообменника САОЗ. При этом аварийный питательный и циркуляционный насосы остаются в работе только на энергоблоке, на котором установлена водородная камера сгорания и дополнительная турбоустановка, на остальных они отключаются. Показатели работы основного оборудования приведены в табл. 1.

Количество водорода, необходимого для расхолаживания четырех реакторов в течение 72-х часов для принятых условий, составило 64 т.

Отдельно рассматривается работа пароводородного перегревателя с пароводяным охлаждением [4], изображенного на рис. 3. Использование системы сжигания водорода с регулированием температуры водород-кислородного пара обеспечивает эффективный пароводородный перегрев свежего пара. Это обеспечивается за счет охлаждения камеры сгорания свежим паром, что исключает потери значительного количества теплоты, необходимой для изменения фазового состояния балластировочной воды, к тому же в этом случае отсутствует образование солевых отложений в тракте камеры сгорания.

Для оценки вероятности повреждения активной зоны реактора составим график состояний (рис. 4). Если задать значения интенсивностей отказа (1/час) ДГ, системы, канала, паротурбинной установки соответственно  $\lambda_{\text{ДГ}} = 3,0 \cdot 10^{-3}$ ,  $\lambda_c = 1,44 \cdot 10^{-5}$ ,  $\lambda_k = 5,0 \cdot 10^{-4}$  [5],  $\lambda_{\text{ПТУ}} = 8,0 \cdot 10^{-5}$  [6]; значения интенсивностей восстановления (1/час)  $\mu_{\text{ДГ}} = 0,063$ ,  $\mu_c = 0,064$ ,  $\mu_k = 0,15$  [5],  $\mu_{\text{ПТУ}} = 0,01$  [6]; вероятность запуска дизель-генератора  $P_{\text{зап}} = 98\%$  (паспортные данные), то по методике оценки надежности электроснабжения собственных нужд АЭС [7] определяются итоговые интенсивности отказов базовой и предложенной авторами систем резервирования собственных нужд АЭС (табл. 2).

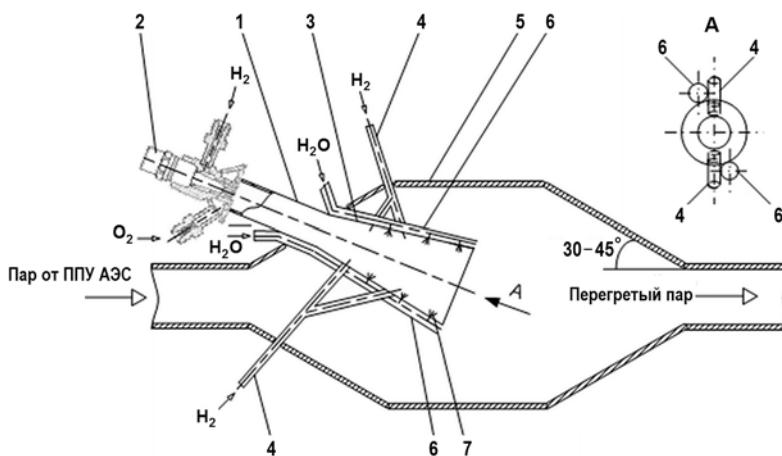


Рис.3. Двухступенчатая камера сгорания с пароводяным охлаждением: 1 – водород-кислородная камера сгорания первоначального нестехиометрического окисления; 2 – запальное устройство; 3 – дожигающая водород-кислородная камера сгорания стехиометрического окисления; 4 – подводящие магистрали подачи водорода в дожигающую водород-кислородную камеру сгорания 3; 5 – полость смешения высокотемпературного пара со свежим паром; 6 – подводящие магистрали подачи балластировочной воды к форсункам; 7 – форсунки впрыска балластировочной воды в дожигающую водород-кислородную камеру сгорания

**Таблица 1**  
**Основные показатели остаточных тепловыделений, дополнительной турбоустановки и потребителей энергии при расхолаживании четырех энергоблоков (используются остаточные тепловыделения одного реактора)**

	BpeMra PacxoA rnapa, T <sub>0</sub> , K	MouHocTp OCTaTHHpix TETMOBPIAHeHnii, MBt (OT H)	CyMaPhBiN PacxoA rnapa, rHeHeNpyeMoRo B TLT shepRoGnoKoB 1 - 4, Kf/c	PacxoA rnapa, rHeHeNpyeMoRo B TLT shepRoGnoKoA 1, Kf/c	KTL tygNphi BHyTpeHnii oTHeCnTeHphiN npyuLIn Ha UTy, Kf/c	PacxoA BpCoKoTeMnePeThyHoro rnapa, rHeHeNpyeMoRo B soApoJAHom TLT, Kf/c	MouHocTp aBaPiNHoRo nMaTareHphoro HaCCoCa KTL aBaPiNHoRo nMaTareHphoro HaCCoCa	MouHocTp HaCCoCB CAO3 Hf N <sub>H</sub> , MBt	MouHocTp HaCCoCB CAO3 Hf N <sub>H</sub> , MBt	TEXHnEcKoN BoAPl MuLHocTp HaCCoCB CAO3 Hf N <sub>H</sub> , MBt	PacxoA H <sub>2</sub> , Kf/c	OgLuLa TpeGeMeNa MouLHocTp, N <sub>604</sub> , MBt	BrKuHocRa oCBeLHeHnii KMTnA,
14 с	460,1	179,8	45,0	16,48	0,76	-	0,75	1,872	8,628	-	-	-	10,661
1 мин.	343,9	128,9	32,2	15,43	0,76	-	0,62	0,897	8,628	-	-	-	9,685
30 мин.	174,2	65,2	16,3	15,04	0,76	-	0,45	0,548	8,628	-	-	-	9,336
1 ч	151,6	56,8	14,2	12,02	0,75	0,48	0,41	0,501	8,628	-	-	-	9,289
2 ч	132,0	49,4	12,4	11,88	0,75	0,48	0,41	0,367	8,628	-	-	-	9,155
4 ч	114,9	43,2	10,8	11,70	0,75	0,70	0,40	0,181	8,628	-	-	-	8,969
6 ч	106,0	40,1	10,0	11,66	0,74	0,90	0,40	0,094	8,628	-	-	-	8,882
8 ч	100,0	-	-	11,61	0,74	2,79	0,38	0,036	8,628	-	-	-	8,824
10 ч	95,7	-	-	6,92	0,74	1,66	0,37	0,027	2,157	1,424	0,791	0,21	4,559
12 ч	92,3	-	-	7,71	0,64	1,85	0,30	0,030	2,157	1,796	0,984	0,23	5,127
14 ч	89,5	-	-	8,48	0,65	2,04	0,31	0,032	2,157	2,168	1,162	0,26	5,694
16 ч	87,1	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
18 ч	85,1	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
20 ч	83,3	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
22 ч	81,7	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
24 ч	80,3	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
36 ч	74,1	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
48 ч	69,9	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849
72 ч	64,5	-	-	8,68	0,66	2,09	0,32	0,032	2,157	2,323	1,177	0,26	5,849

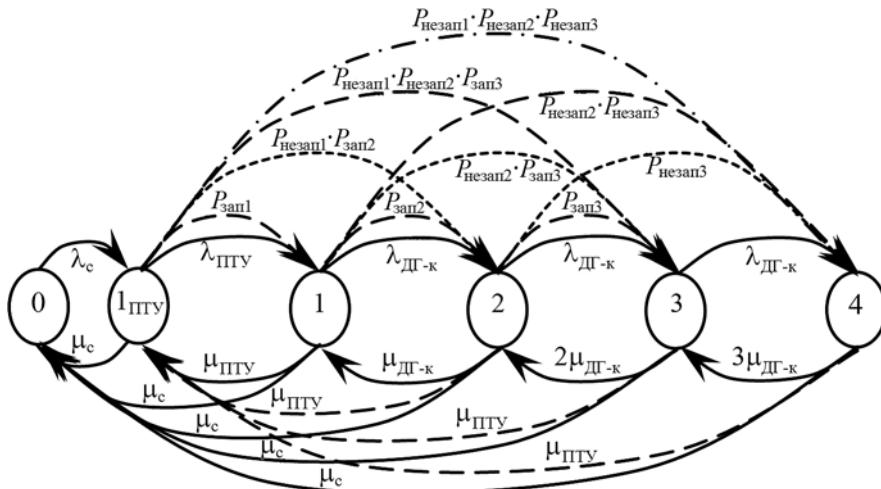


Рис. 4. Граф состояний для системы резервирования СН АЭС с тремя каналами САЭ с ДГ и ПТУ: 0 – отсутствие нарушений связи с системой; 1<sub>ПТУ</sub> – потеря внешних источников электроэнергии, выполнение функций ПТУ; 1 – отказ ПТУ, выполнение функций одним из трех каналов САЭ с ДГ; 2 – отказ первого канала, выполнение функций вторым каналом САЭ с ДГ; 3 – отказ второго канала, выполнение функций третьим каналом САЭ с ДГ; 4 – отказ всех резервных каналов с потерей электроснабжения

Таблица 2

#### Результаты расчетов вероятностного анализа систем резервирования собственных нужд одного энергоблока АЭС на случай полного обесточивания

Система резервирования собственных нужд АЭС	Итоговая интенсивность отказа системы резервирования собственных нужд АЭС, 1/реакт.-год
Три канала системы аварийного электроснабжения с тремя ДГ	$2,45 \cdot 10^{-4}$
Три канала системы аварийного электроснабжения с тремя ДГ + ПТУ	$6,24 \cdot 10^{-7}$

Из таблицы видно, что совместное использование постоянно действующего дополнительного источника резервной электроэнергии с трехканальной САЭ с ДГ позволяет повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС почти на три порядка по сравнению с традиционным резервированием тремя каналами САЭ с ДГ.

#### ВЫВОДЫ

1. Предложенный вариант установки на АЭС постоянно действующей дополнительной паровой турбины небольшой мощности в сочетании с водородным комплексом позволяет повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС в аварийных ситуациях с обесточиванием, увеличить маневренность энергоблоков атомной станции в штатном режиме и получить при этом дополнительную пиковую или полупиковую мощность в энергосистеме от АЭС, а также обеспечить возможность работы АЭС без снижения нагрузки в ночные часы.

2. Расхолаживание на основе дополнительной паровой турбины позволяет использовать остаточное тепловыделение реактора для выработки электроэнергии. При соответствующем подборе мощности дополнительной турбины остаточного тепловыделения одного реактора может хватить для его расхолаживания без дополнительного использования внешних источников тепла.

нительного подвода энергии из вне в течение 72-х часов. Для расхолаживания четырех энергоблоков мощности остаточных тепловыделений одного реактора хватает в течение одного часа. Далее производится перегрев свежего и генерация дополнительного пара путем сжигания водорода в кислороде, что обеспечивает поддержание необходимой мощности дополнительной турбоустановки для электроснабжения собственных нужд станции.

**Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (грант № 15-08-00063 А).**

### **Литература**

1. Кейв Л. Аварии на АЭС, связанные с прекращением подачи электроэнергии на собственные нужды. // Атомная техника за рубежом. 1991, №2. С. 31–32.
2. Аминов Р.З., Егоров А.Н., Юрин В.Е. Способ расхолаживания водоохлаждаемого реактора при полном обесточивании АЭС на основе водородного цикла. Патент РФ №2499307. Заявка от 20.06.2012, опубл. 20.11.2013. Бюл. №32.
3. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов, 4 изд., перераб. и доп.– М.: Энергоатомиздат, 1986. С. 190–194.
4. Аминов Р.З., Байрамов А.Н., Юрин В.Е. Система сжигания водорода в цикле АЭС с регулированием температуры водород-кислородного пара. Патент РФ №2488903. Заявка от 03.05.2012, опубл. 27.07.2013. Бюл. №21.
5. Аминов Р.З., Ипатов П.Л. Методические вопросы оценки безопасности АЭС при обесточивании и нарушении связей с системой. // Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып.1. – С. 82–84.
6. Аминов Р.З. Векторная оптимизация режимов работы электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1994.
7. Аминов Р.З., Байрамов А.Н., Юрин В.Е. Оценка надежности электроснабжения собственных нужд АЭС. / Материалы конкурса докладов по электроэнергетической и электротехнической тематикам молодежной секции РНК СИГРЭ, Иваново, апрель 2013. – С. 67-77.

Поступила в редакцию 12.03.2014 г.

### Авторы

Аминов Рашид Зарифович, директор отдела, зав. кафедрой,  
профессор, доктор техн. наук  
E-mail: oepran@inbox.ru

Юрин Валерий Евгеньевич, инженер-исследователь, аспирант  
E-mail: urin1990777@bk.ru

UDC 621.039:62-622

## **NUCLEAR POWER PLANT SAFETY IMPROVEMENT BY HYDROGEN TECHNOLOGIES**

Aminov R.Z. , Yurin V.E.

Saratov State Technical University n.a. Y.A. Gagarin  
Department of Energy Problems of Saratov Scientific Center of Russian  
Academy of Sciences  
77, Politehnicheskaya st., Saratov, 410054 Russia

### **ABSTRACT**

An effective application of hydrogen technologies at nuclear power plants is proposed; it improves the plant maneuverability at normal operation, and secures own electricity needs in case of station black-out. Probabilistic assessment of the NPP's emergency power supply reliability is conducted, under the station blackout condition and simultaneous use of the additional, permanently operating steam turbine and emergency power supply system with diesel generators.

The proposed system with additional steam turbine can use the core residual heating for shutdown cooling for the period of 72 hours. In case of blackout at a plant with several units, the additional steam turbine's power is supported by additional steam, generated by hydrogen-oxygen combustion. It is found that the proposed scheme with a permanently-operating small-power additional steam turbine installed at NPP, in combination with the hydrogen facility, increases the emergency electric power supply reliability at station blackout accidents

**Keywords:** emergency electricity supply, hydrogen cycle, combustion chamber, nuclear power plant, maneuverability, safety, reserve auxiliary of NPP, nuclear emergency with blackout.

#### REFERENCES

1. Kejv L. Avarii na AES, sviazannye s prekrascheniem podachi elektroenergii na sobstvennye nuzhdy [Nuclear accident related to a power cut for own needs]. *Atomnaja tehnika za rubezhom*, 1991, no. 2, pp. 31-32.
2. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Sposob rasholazhivaniya vodo-ohlazhaemogo reaktora pri polnom obestochivaniyu AES na osnove vodorodnogo cikla [Way to cooling down the water-cooled reactor with blackout NPP based on the hydrogen cycle]. Patent RF №2499307, 2013 (in Russian).
3. Vladimirov V.I. Prakticheskie zadachi po ekspluatacii yadernyh reaktorov [Practical problems in the operation of nuclear reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1986, pp. 190-194 (in Russian).
4. Aminov R.Z., Bajramov A.N., Yurin V.E. Sistema szhiganija vodoroda v cikle AJeS s regulirovaniem temperatury vodorod-kislorodnogo para [The system of hydrogen combustion cycle NPP with temperature control of hydrogen-oxygen pair]. Patent RF №2488903, 2013 (in Russian).
5. Aminov R.Z., Ignatov V.I. Methodological questions concerning safety assessment of nuclear power plants during loss of power and disruption of communications with the system. *Atomic Energy*, 2002, v. 92, no. 1, pp. 86-89.
6. Aminov R.Z. Vektornaja optimizacija rezhimov raboty elektrostancij [Vector optimization mode power]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1994, 320 p. (in Russian).
7. Aminov R.Z., Yurin V.E. Ocenka nadezhnosti elektronnabzhenija sobstvennyh nuzhd AES [Assessment of the reliability of auxiliary power supply nuclear power plants]. Materialy konkursa dokladov po jeklektrojenergeticheskoy i jeklrotehnicheskoy tematikam molodeznoj sekciij RNKSIGRE. Ivanovo, SIGRE Publ., April 2013, pp. 67-77 (in Russian).

#### Authors

Aminov Rashid Zarifovich, Head of Department, Head of Chair,  
Professor, Dr. Sci (Engineering)  
E-mail: oepran@inbox.ru

Yurin Valerij Evgen'evich, Engineer-Researcher; PhD student  
E-mail: urin1990777@bk.ru

# АНАЛИЗ ПОВРЕЖДЕННЫХ СВАРНЫХ ШВОВ №111 ПГВ-1000 И ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ИХ УСТРАНЕНИЮ

**В.П. Поваров**

*Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС.  
396072 г. Нововоронеж, Воронежской обл., Промышленная зона Южная 1*



Надежность сооружаемых и эксплуатирующихся сложных технических объектов, таких как АЭС – главное условие безопасности для человека и окружающей среды. Основными факторами, влияющими на надежность, являются отсутствие ошибок в проектировании и расчете конструкций, правильность выбора материалов и технологии изготовления, качество применяемых материалов и монтажно-сварочных работ, условия эксплуатации и эксплуатационный контроль.

Несмотря на то, что при проектировании и эксплуатации АЭС большое внимание уделяется обеспечению надежности, опыт эксплуатации показал, что в сварном соединении №111 парогенератора ПГВ-1000М возможно образование трещин. Механизм зарождения и роста трещин до сих пор однозначно не определен.

Представлены результаты исследования причин повреждения металла в зоне сварного соединения №111 приварки горячего коллектора к патрубку Ду1200 корпуса парогенератора.

**Ключевые слова:** несплошность, парогенератор, сварное соединение, экспериментальные исследования.

Надежность основного оборудования АЭС с ВВЭР-1000, особенно в режимах продленного срока эксплуатации, зависит от надежности отдельных его элементов. Наиболее критическим элементом для парогенераторов ВВЭР-1000 является узел приварки «горячего» коллектора теплоносителя первого контура к патрубку Ду 1200 корпуса парогенератора (рис. 1).

Рассмотрим описания повторяющихся нарушений в работе АЭС России и Украины по признаку «трещины и несплошности металла сварного соединения №111 приварки коллектора первого контура к корпусу ПГ» за период 1996 – 2013 гг. (по состоянию на 2013 г.) [1].

На энергоблоке (ЭБ) №1 Южно-Украинской АЭС в период проведения ППР-2001 на ПГ-2 выявлено сквозное повреждение сварного соединения (СС) №111 приварки «горячего» коллектора к припайке ПГ. На ЭБ №2 при проведении ультразвукового контроля (УЗК) СС №111 приварки и «горячего» коллектора к корпусу ПГ-1 обнаружена несквозная трещина длиной 315 мм на продолжении центральной части гиба ГЦТ Ду850. В ППР-2010 г. ЭБ №2 Запорожской АЭС при УЗК СС №111-2 ПГ-2 обнаружены недопустимые несплошности СС приварки «холодного» коллектора первого контура к патрубку Ду1200. На ЭБ №1 Калининской АЭС в период проведения планового предупредительного ремонта в 2006 г.

© В.П. Поваров, 2015

при проведении планового УЗК СС № 77/1 1ПГ-3 по методике ЦНИИТМАШ были обнаружены несплошности, протяженность ~400 мм вдоль СС с глубиной залегания до 30 мм от внутренней поверхности. Проведенный дополнительный «ручной» контроль дефектного участка СС № 77/1 подтвердил наличие несплошности.

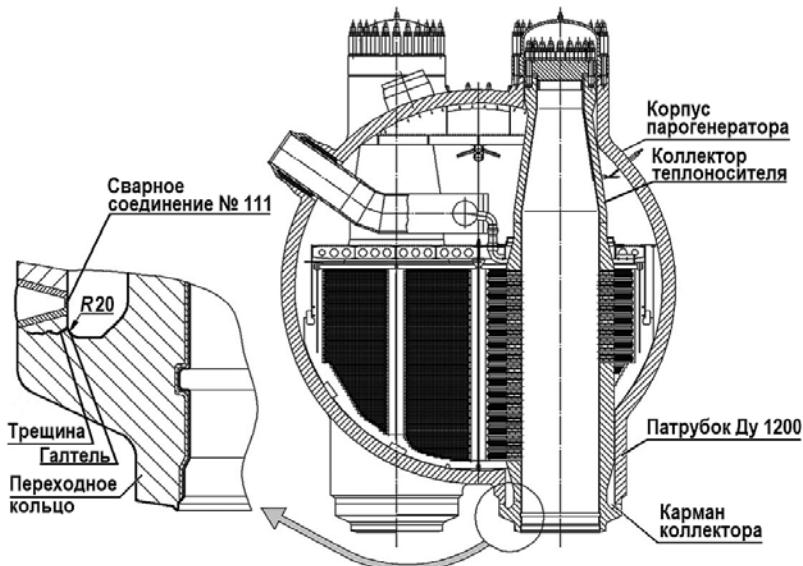


Рис. 1. Парогенератор ПГВ-1000М

Визуальным осмотром «кармана» «холодного» коллектора в месте дефекта обнаружено наличие рыхлых отложений черного цвета до 20 мм толщиной. На ЭБ №2 Балаковской АЭС в период среднего ремонта в 2006 г. при проведении планового УЗК металла СС №111-1 1ПГ-1 по методике ЦНИИТМАШ была зафиксирована прерывистая цепь несплошностей из четырех участков, протяженностью 20 – 30 мм каждый вдоль СС на длине ~470 мм и шириной ~30 мм с глубиной залегания от 45 до 50 мм от наружной поверхности. При контроле этого соединения системой автоматизированного УЗК «Авгур 4.2» недопустимых дефектов не обнаружено. Для уточнения УЗК был проведен повторный «ручной» УЗК дефектного участка СС №111-1 ПГ-1. Наличие несплошностей подтверждилось. После устранения ошибки измерения был выполнен повторный контроль системой «Авгур 4.2» по методике АУЗК «Авгур». В результате контроля были выявлены несплошности размером, превышающим допустимые нормы оценки качества по ПНАЭ Г-7-010-89.

Анализ опыта эксплуатации энергоблока № 5 НВАЭС показывает, что значительные повреждения зоны СС №111 всех ПГ происходили на всех четырех ПГ [2]. Дефекты располагаются на радиусном переходе кармана и металле СС №111-1.

За период эксплуатации дефекты были обнаружены в СС №111-1 на ПГ: 5ПГ-1 – в 1998 и в 2004 гг.; 5ПГ-2 – в 2007 г.; 5ПГ-3 – в 2001 г.; 5ПГ-4 – в 2007 и 2009 гг.; 5ПГ-1 – в 2013 г. Шестого июля 2013 г. в 10 ч 20 мин энергоблок находился в «горячем» состоянии, выполнялась программа останова на ППР-2013. При проведении осмотра оборудования было обнаружено парение из под теплоизоляции в районе «горячего» коллектора в нижней части корпуса 5 ПГ-1. По результатам визуального и капиллярного контроля примерно в 7 ч 30 мин 08.07.2013 обнаружена трещина протяженностью 23 мм со сквозным дефектом, ориентированная под углом ~ 45° к оси сварного шва. После перевода РУ в «холодное» состояние и снятия теплоизоляции в 10 ч 40 мин того же дня обнаружена неплотность в районе СС №111 «горячего» коллектора 5ПГ-1.

Парогенератор 5ПГ-1 введен в эксплуатации в сентябре 1989 г. Срок службы до

обнаружения дефекта – 24 года. В 1998 и 2005 гг. узел подвергался ремонту с применением сварки на участках протяженностью 575 и 285 мм соответственно. Контроль узла неразрушающими методами проводился в ходе ППР в 2012 г.

При проведении УЗК и АУЗК выявлены трещиноподобные несплошности с амплитудой выше браковочного уровня. Несплошности расположены на участке СС протяженностью 510 мм.

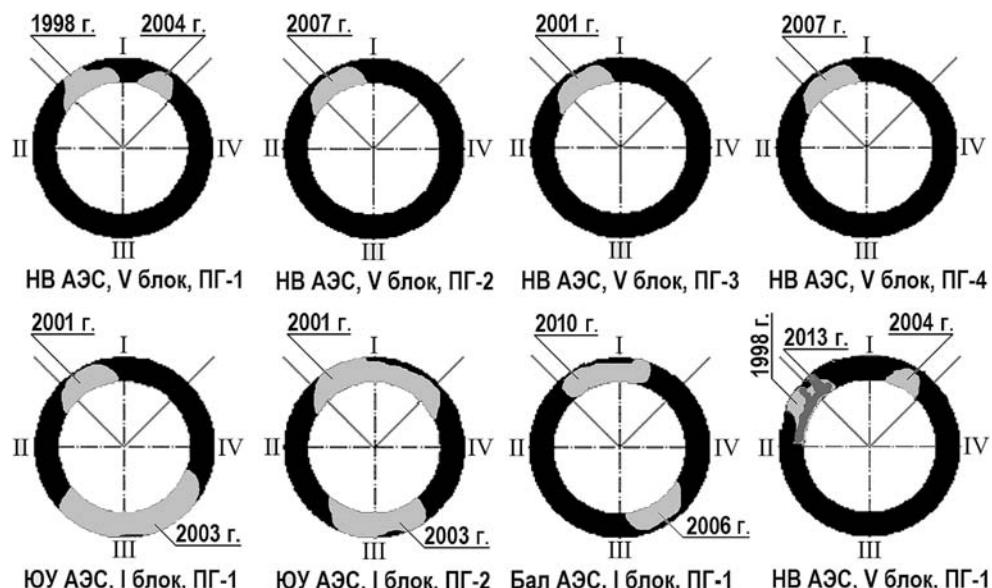


Рис. 2. Зоны повреждений СС №111: I – короткая образующая патрубка Ду 1200; II – длинная образующая патрубка Ду 1200; III – образующая патрубка Ду 1200, близкая к «горячему» днищу; IV – образующая патрубка Ду 1200, близкая к «холодному» днищу.

На рисунке 2 графически представлены зафиксированные повреждения критического узла – зоны приварки горячего коллектора ПГ к патрубку ГЦТ (СС №111). Трещиноподобные дефекты значительных протяженности и высоты, в том числе сквозные, к настоящему времени обнаружены на девяти ПГ АЭС с ВВЭР-1000.

Как видно из рисунка, зона первоначальных повреждений расположена во всех случаях в направлении горячей нитки ГЦТ со стороны короткой образующей патрубка вблизи зоны с максимальными механическими напряжениями.

При первом повреждении основное направление магистральной трещины вдоль шва с многочисленными ответвлениями. Повторные повреждения тех же швов имели другой вид: по пять – шесть ножевых трещин вдоль оси патрубка (поперек шва) на противоположной стороне от первого повреждения.

Причины повреждения СС №111 являлись следствием коррозионного повреждения металла вследствие протекания активных коррозионных процессов, приведших к возникновению язв; воздействия значительных растягивающих нагрузок в зоне галтельного перехода; распространения трещины в металле по транскристаллитному характеру до сквозного повреждения после ее развития и достижения критических размеров.

Решение проблемы растрескивания СС №111 парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 является одним из приоритетных направлений повышения безопасности эксплуатации энергоблока в период сверхпроектного срока службы. Указанная проблема определяется комплексным сочетанием температурных условий, механического и коррозионного воздействия, является актуальной и до настоящего времени окончательно не решена.

Можно отметить конструкционные и эксплуатационные особенности узла приварки коллектора к патрубку Ду1200:

- сложная конструкция узла приварки коллектора;
  - одновременное сложное термосиловое эксплуатационное воздействие теплоносителя первого и второго контуров;
  - застойная зона в месте повреждения (коррозионно-активная среда в кармане);
  - термодеформационное эксплуатационное старение материала.
- Проведенный анализ случаев эксплуатационной повреждаемости СС №111 показал:
- выявленная фактическая эксплуатационная нагруженность и возможные уровни остаточных напряжений в районе мест зарождения и развития трещин относительно низкие;
  - разрушение начинается в основном металле в зоне радиусного перехода и распространяется на всю толщину изделия, проходя вверх через металл шва;
  - зона «кармана» имеет неблагоприятный водно-химический режим (зашламовывается);
  - сходственный механизм разрушения – совместное воздействие замедленного деформационно-коррозионного растрескивания (ЗДКР) и коррозионной усталости (КУ);
  - началу разрушения предшествует длительный инкубационный период;
  - ремонтные зоны «трещат» в последнюю очередь.

Непосредственной причиной повреждения металла узла приварки коллектора к патрубку ДУ 1200 является образование множественных трещин по механизму ЗДКР, вызванному напряженным состоянием данного узла, сочетанием эксплуатационных условий, конструктивных особенностей и режимов нагрузления ГЦТ.

В работе сделана попытка проанализировать все коренные причины, приводящие к повреждению металла зоны приварки коллектора ПГ к патрубку ДУ 1200 в порядке доминирования. Приоритетным фактором является водно-химический режим второго контура и наличие коррозионных отложений в зоне кармана.

На АЭС с ВВЭР до последнего времени применялся водно-химический режим второго контура с коррекционной обработкой питательной воды и конденсата гидразин-гидратом и аммиаком. Нормы качества рабочей среды второго контура устанавливают требования к качеству воды второго контура, ограничения по эксплуатации энергоблока при отклонении показателей качества питательной и продувочной воды ПГ от нормируемых значений и эксплуатационный предел, требования к объему и периодичности контроля, средствам и методам поддержания водно-химического режима второго контура.

Для поддержания водно-химического режима второго контура в ПГ организован «солевой» отсек, из которого осуществляется продувка с расходом от 10 до 15 т/ч для вывода растворимых солей. Для вывода шлама с нижней образующей корпуса ПГ организована периодическая продувка расходом от 15 до 20 т/ч, в том числе и из «карманов» ПГ.

Известно, что оборудование конденсатно-питательного тракта содержит медьсодержащие сплавы, в связи с чем в парогенератор вместе с питательной водой поступает медь и ее окислы, отложения которых обнаружены в «карманах» коллекторов.

После вырезки темплета узла приварки «горячего» коллектора к патрубку Ду-1200 5ПГ-1 (сквозная течь) в период ППР-2013 были выполнены отбор отложений из кольцевого зазора и определение химического состава отложений [3].

Рыхлые отложения состоят из мелких пластинок коричневого цвета. Вид отложений из кольцевого зазора, по визуальной оценке, идентичен виду отложений с теплообменной поверхности парогенератора со стороны второго контура.

Количество отложений, удаленных из кольцевого зазора в районе вырезки темплета, – 4,5 кг. Химический состав отложений приведен в табл. 1.

Известно, что качество питательной воды, достигнутое на зарубежных АЭС, где конденсатно-питательный тракт выполнен из коррозионно-стойких сплавов, на порядок выше достигнутого на наших блоках.

Таблица 1

**Состав отложений в кольцевом зазоре**

Показатели, %								Величина pH водной вытяжки, ед.
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	CuO	SiO <sub>2</sub>	CaO+MgO	Cl	SO <sub>4</sub>	Na	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	
85,2	3,1	2,9	2,2	0,04	0,092	0,056	–	6,3

Одна из важнейших задач поддержания водного режима второго контура АЭС с ВВЭР – борьба с отложениями в парогенераторах, другой важной задачей является снижение скорости коррозии всех конструкционных материалов. При этом допустимая скорость коррозии определяет ресурс работы оборудования, который зависит, в частности, и от концентрации продуктов коррозии, являющихся основными примесями питательной воды.

Особенности водного режима определяет одновременное использование во втором контуре оборудования из перлитных сталей, аустенитной нержавеющей стали и медьсодержащих сплавов, обладающих различной коррозионной стойкостью в рабочих средах.

Наиболее уязвимым оборудованием второго контура является ПГ, в котором вследствие упаривания котловой воды происходит концентрирование ионогенных примесей, поступающих с питательной водой. Именно коррозионные проблемы второго контура, невозможность поддержания оптимальных значений pH продувочной воды ПГ и двухфазных сред послужили причиной поиска альтернативных добавок для коррекции величины pH во втором контуре как средства продления срока службы парогенераторов [4].

Разработанные и реализуемые в последние годы мероприятия по совершенствованию ВХР второго контура, такие как коррекционная обработка рабочей среды второго контура гидроокисью лития, морфолином, этаноламином, наряду с повышением плотности конденсаторов турбин и вакуумной части конденсатного тракта, внедрением автоматического химического контроля могут существенно повлиять на процесс образования отложений на теплообменных поверхностях ПГ и накопления их в кармане ПГ.

Морфолин обладает низкой коррозионной агрессивностью по отношению к медьсодержащим сплавам. Морфолиновый водно-химический режим второго контура энергоблока Ростовской АЭС позволил обеспечить значительное уменьшение уровня поступления продуктов коррозии в объемы парогенераторов приблизительно с 200 до 30 – 60 кг за топливную компанию на один парогенератор, увеличение выноса железа с продувочной водой парогенераторов за счет разрыхления накопленных ранее шламов вследствие моющего эффекта воздействия морфолина, что приводит к уменьшению загрязненности поверхностей металла парогенераторов, а следовательно, снижению риска коррозии.

На смену морфолиновому режиму был найден, теоретически обоснован и практически испытан этаноламиновый ВХР второго контура реакторов PWR. В России он был внедрен в 2007 г. на втором блоке Балаковской АЭС [5]. После введения этаноламинового режима на теплообменной поверхности ПГ содержание меди в отложениях снизилось в 3,3 раза. В [5] показано, что замена гидразинно-аммиачного водно-химического режима второго контура АЭС на этаноламиновый позволила существенно снизить скорость эрозионно-коррозионного износа ответственных элементов второго контура.

После ППР-2010-2011 на ЭБ №5 Нововоронежской АЭС внедряется этаноламиновый водно-химический режим второго контура. Критерием проведения химических промывок при данном ВХР является величина удельной загрязненности трубного пучка – 100 г/м<sup>2</sup> и более, определяемая по результатам осмотра коррозионного состояния ПГ.

Результаты контроля удельной загрязненности трубного пучка ПГ ЭБ №5 [6] в местах, определенных инструкцией по эксплуатации ОКБ «Гидропресс», приведены в табл. 2.

Таблица 2

**Удельная загрязненность трубного пучка ПГ энергоблока №5**

Год	Удельная загрязненность, г/м <sup>2</sup>			
	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4
2006	< 20			
2007		< 20		
2008				< 20
2009			< 20	
2010				
2011	< 20	< 20		
2012			< 20	< 20

Отдельное проведение химических промывок кольцевых зазоров стандартом по ВХР второго контура и конструкторской документацией не регламентируется, а проектная схема продувки ПГ не обеспечивает эффективное удаление шлама из «карманов» коллекторов.

Химические промывки парогенераторов энергоблока №5 проводились с 1997 г. в соответствии с требованиями рабочих программ, разработанных на основании нормативных документов. Периодичность промывок – один раз в четыре года определялась стандартом «Водно-химический режим второго контура на АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения». Кольцевые зазоры промывались одновременно с промывкой трубного пучка.

Данные по количеству вымытых отложений (в килограммах) с 1977 по 2011 гг. [6] приведены в табл. 3.

Наиболее радикальным из существующих в настоящее время методов предотвращения коррозионного износа теплообменных трубок ПГ и удаления шламовых отложений из карманов ПГ является проведение периодических химических промывок ПГ со стороны второго контура.

С учетом необходимости удаления загрязнений из «карманов» коллекторов в ОКБ «Гидропресс» разработано и испытано устройство смывное парогенератора, которое вводится по патрубку в «карман» коллектора, и на остановленном блоке проводит отмывку от отложений, т.к. проектно-конструкторская схема продувки не обеспечивает эффективного выноса отложений из кольцевого зазора.

Таблица 3

**Количество вымытых отложений (кг) при промывках ПГ энергоблока №5 НВ АЭС**

Год	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4	Год	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4
1997			500		2005			300	
1998	600				2006	330			
1999		800		1000	2007		480		
2000					2008				800
2001			800		2009			500	
2002	400				2010				
2003		600			2011	1230	580		
2004				750					

Эффективность работы устройства подтверждена натурными испытаниями на 5ПГ-1 НВ АЭС [7]. Применение специальных смывных устройств позволило полностью удалить «следы» отложений из объема «кармана» «горячего» коллектора после химической промывки.

Результаты исследований процесса ЗДКР в ОАО «ЦНИИТМАШ» [8, 9] показали, что при испытании образцов на растяжение в условиях контактирования рабочей поверхности со

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

шламом 75%  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  + 25%  $\text{CuO}$  наблюдалось квазихрупкое разрушение образцов по механизму ЗДКР. Скорость роста трещин составила  $7 \cdot 10^{-6}$  мм/с или 221 мм/г. При испытании образцов на растяжение в условиях контактирования рабочей поверхности со шламом, содержащим менее 10%  $\text{CuO}$ , наблюдалось вязкое разрушение образцов, ЗДКР не наблюдается. Испытания со шламом (75%  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  + 25%  $\text{CuO}$ ), выполненные на компактных образцах толщиной 20 мм с начальной усталостной трещиной при постоянной нагрузке, не вызывающей текучести в металле, показали отсутствие подроста трещин.

Из данных результатов можно сделать заключение, что при концентрации оксида меди в отложениях менее 10% ЗДКР не наблюдается. При уровне растягивающих напряжений в металле ниже предела текучести (даже при наличии достаточной для ЗДКР концентрации оксида меди) процесс ЗДКР также не наблюдается.

Корректирующие мероприятия, необходимые для исключения повреждения СС №111: замена гидразинно-аммиачного водно-химического режима второго контура АЭС на морфолиновый или этаноламиновый; химическая отмывка карманов коллекторов ПГ в каждый ППР, а не раз в четыре года; проведение контроля металла СС №№111-1, 111-2 парогенераторов методами ВК, КК, УЗК и методом фазированных решеток в ППР энергоблока; замена конденсаторов ТПН и основных конденсаторов на конденсаторы с трубчаткой из нержавеющей стали.

Причиной повреждений зоны СС №111 является электрохимическая коррозия металла, происходящая под влиянием коррозионно-активных примесей воды.

Для ЭБ, работающих в режиме продленного срока эксплуатации, необходимо внедрение компенсирующих мероприятий по снижению эксплуатационного воздействия на динамику повреждаемости по двум направлениям:

- снижение влияния коррозионного фактора на повреждаемость (внедрение технологии пассивации кармана и снижение уровня влияния электрохимической коррозии);
- оптимизация режимов эксплуатации, влияющих на фактическую нагруженность СС №111 парогенераторов АЭС ВВЭР-1000.

По результатам мониторинга термодеформационной нагруженности СС №111 установлено, что в переходных режимах работы РУ (разогрев, расхолаживание) внутри «кармана» коллектора происходят нестационарные температурные процессы, зафиксированы непроектные «термошоки» [10], приводящие к высоким непроектным напряжениям, что подтверждается результатами натурного тензометрирования системой непрерывного мониторинга эксплуатационной повреждаемости (СНМЭП).

Анализ данных мониторинга в 2011 и 2012 гг. показывает, что все температурные аномалии возникали при неработающей продувке. При этом наиболее опасно возникновение аномалий при работе РУ на рабочих параметрах, когда на рабочие нагрузки накладываются нестационарные термосиловые нагрузки.

Полученные данные позволяют продемонстрировать общий сценарий возникновения температурных аномалий: продувка ПГ отключена, все ПГ объединены по коллектору периодической продувки, поток в линиях продувки Ду20, Ду80 отсутствует, вода в них постепенно охлаждается ( $5 - 10$  °С/ч), объем «стоячей» воды в трубопроводах продувки одного ПГ составляет около  $1 - 2$  м<sup>3</sup>. При превышении давления в одном из ПГ остывшая вода по линиям продувки передавливается в другие ПГ с более низким давлением, в зоне СС №111 происходит термоудар. В [2] показано, что наиболее высокий коэффициент концентрации напряжений находится в зоне радиусного перехода галтели.

На рисунке 3 представлены изменения температуры и напряжений при термоударах в галтели кармана [2]. Моделирование температурных режимов в зоне СС №111 с различными скоростями изменения температуры в зоне галтели показало, что при высоких скоростях ресурс материала может снижаться на 10,7% за 1000 циклов только за счет температурных аномалий.

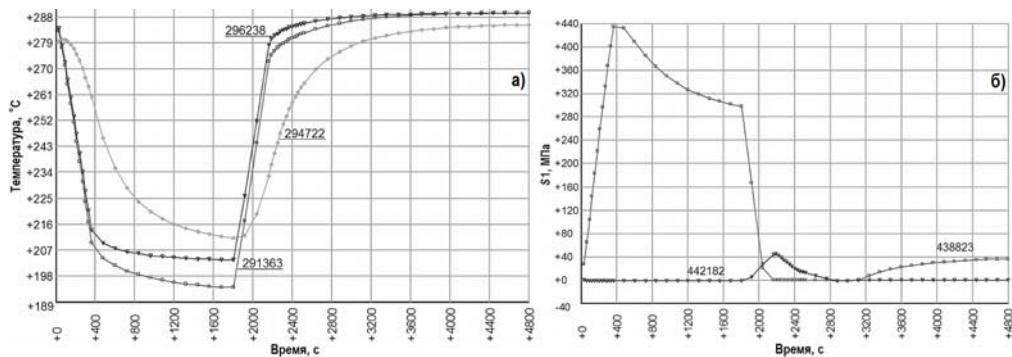


Рис. 3. Термоудары в зоне галтели кармана СС№111: а) – изменение температуры; б) – изменение напряжений

Усталостная версия образования трещин [11] объясняет замедленный хрупкий стадийный механизм разрушения металла СС №111 как следствие нагружения последовательно тремя нагрузками: от вибрации (длительная нагрузка), от жесткой ма-лоциклической нагрузки (температурная компенсация) и периодических нагрузок. Редкие циклы с высоким напряжением объединяют малые микротрещины, возникающие от вибрации, и постепенно, в течение ряда лет, формируют магистральную трещину под днищем ПГ в месте концентрации скручивающих (касательных) напряжений. Такая картина развития повреждений в зоне СС №111 достаточно хорошо описана в заключении ЦНИИТМАШ [12] относительно формирования трещин в зоне СС №111.

Что можно сделать для исключения неучитываемых в проекте термошоков, связанных с работой системы продувки? Необходимы доработка процедуры гидроиспытаний первого контура с изменением процедуры переключения коллекторов периодической продувки и включение в технологический регламент безопасной эксплуатации инструкции по эксплуатации порядка открытия (закрытия) арматуры на линиях периодической продувки. Это приведет к снижению уровня эксплуатационного термосилового воздействия на металл СС №111 и понизит уровень повреждаемости.

## ВЫВОДЫ

1. Анализ нарушений в работе АЭС с ВВЭР-1000 позволяет утверждать, что примерно после 20-ти лет эксплуатации возникают реальные риски появления трещиноподобных дефектов на сварных швах №111 парогенераторов. Как правило, они возникают в зонах узлов приварки горячих патрубков Ду 1200 к корпусам ПГ.

2. Одной из причин развития таких дефектов является наличие отложений окислов меди и железа в кармане ПГ.

## Литература

1. Техническая справка ЦАЭ АЭС ОАО «ВНИИАЭС» для совещания-видеоконференции концерна Росэнергоатом 11.07.2013. Информация об аналогичных (повторяющихся) нарушениях в работе АЭС (к нарушению, произшедшему 08.07.2013 г. на энергоблоке № 5 Нововоронежской АЭС).
2. Технический отчет «Разработка, изготовление, калибровка и отладка системы комплексного мониторинга целостности металла на основании термодеформационной нагруженности зоны кармана коллектора ПГ и момента развития дефекта в зоне СС №111 на полномасштабном стенде. Разработка технологии выполнения сбора данных системы комплексного мониторинга термо-деформационной нагруженности и момента развития трещины (целостности) металла корпуса ПГВ-1000 в зоне сварного шва №111 приварки коллектора теплоносителя первого контура к патрубку Ду 1200», ООО «НСУЦ «ЦМиР», Москва, 2011 г.
3. Акт № 149/2013-ХЦ. Нововоронежская АЭС. Результаты контроля состава отложений, отобранных из кольцевого зазора «горячего» коллектора парогенератора 5ПГ-1 в период

- ППР-2013.
4. Рощектаев Б.М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 132 с.
  5. Шутиков А.В., Савченко В.Е., Виграненко Ю.М., Хрусталев В.А. Пути совершенствования водно-химического режима второго контура АЭС с ВВЭР-1000. // Известия Томского политехнического университета. – 2008. – Т. 312. – № 2.
  6. Техническая справка №144/2013-ХЦ о выполнении химических промывок ПГ энергоблока №5 НВ АЭС.
  7. Отчет об испытании смывного устройства «карманов» коллекторов парогенераторов при проведении химической промывки ПГ-1 блока 5 Нововоронежской АЭС. Калининский филиал (КАТЭ), 2006.
  8. Трунов Н.Б., Харченко С.А., Коротаев Н.Ф., Лякишев С.Л. Результаты работ по исследованию причин повреждения металла в районе сварного шва приварки коллектора первого контура к корпусу парогенератора и разработка компенсирующих мероприятий. ОАО ОКБ «Гидропресс» Подольск.
  9. Харченко С.А., Трунов Н.Б., Денисов В.В., Коротаев Н.Ф. Анализ причин повреждения металла в зоне сварного шва №111 парогенераторов ПГВ-1000М. ФГУП ОКБ «Гидропресс» Подольск.
  10. Бакиров М.Б., Левчук В.И., Поваров В.П., Громов А.Ф. Анализ причин появления не-проектных термосиловых воздействий в зоне сварного соединения №111-1 ПГВ-1000М и рекомендации по их исключению // Теплоэнергетика. 2014. № 8. С. 3.
  11. Вереземский В.Г. Усталостная версия образования трещин в металле зоны СС №111 между коллекторами и патрубками корпуса ПГВ-1000. / Отчет ВНИИАЭС. Основные работы, выполненные в 2011г.
  12. Заключение ЦНИИТМАШ от 30.08.2001 г. О причинах разрушения узла соединения коллектора с ПГ ВВЭР-1000.

Поступила в редакцию 23.12.2014 г.

#### Автор

Поваров Владимир Петрович, заместитель генерального директора ОАО «Концерн Росэнергоатом», директор филиала «Нововоронежская атомная станция»  
E-mail: PovarovVP@nvnppt.rosenergoatom.ru

УДК 621.039

## ANALYSIS OF THE DEFECTIVENESS OF THE WELDS OF №111 PGV-1000 AND PROPOSAL ON THEIR ELIMINATION

Povarov V.P.

Novovoronezh Nuclear Power Plant.  
1, Industrial Area South, Novovoronezh, Voronezh Reg., 396072 Russia

#### ABSTRACT

Reliability of planned and exploiting complex technical objects, such as AES – main condition of safety for the man and the environment. The basic factors, which influence reliability are:

- absence of errors in design and calculation of constructions, the correctness of the selection of materials and technology of production;
- quality of the materials used;
- quality of assembly and welding works;
- operating condition and operational control.

Despite the fact that with the design and the operation AES, clout is given to the guarantee of reliability, operating experience showed that in the welded joint of №111 PGV-1000M is possible crack formation. The mechanism of origin and increase in the cracks, until now, is not unambiguously determined.

In the article are represented the results of investigating the reasons for the damage of metal in the zone of the welded joint of № of 111 weldings of hot collector to the branch pipe Of du1200 of housing. The first case of the splitting of metal in the region of the connection of collector with the housing PG occurred in 1998 on 5 block Novovoronezh atomic station. Subsequently are discovered uniform damages even on several PG, which made it necessary to consider the cases of damage as the system problem, which has the general reasons.

To identify factors that lead to cracking, conducted a significant amount of R & d: analysis of the manufacture and properties of the metal; a detailed computational study of the stress state from operational factors; assessment of residual stresses from manufacturing techniques; experimental study of the stress state of the node models and the NPP; measurements and the analysis of the displacements of equipment RU with the thermal expansion; the determination of the critical dimension of cracks; the correction working of the working medium of secondary circuit; the exception of the thermo-shocks, connected with the work of the system of scavenging.

**Key words:** discontinuity, steam generator, welded joint, experimental studies.

#### REFERENCES

1. Tehnicheskaya spravka TSAE AES OAO «VNIIAES» dlya soveschaniya-videookonferencii koncerna Rosenergoatom 11.07.2013. Informaciya ob analogichnyh povtoryayuschihsya narusheniyah v rabote AES (k narusheniyu, proizoshedshemu 08.07.2013 na energobloke № 5 Novovoronezhskoj AES). [Information similar repetitive NPP operational events (to a breach occurring July 08 2013 at power unit №5 Novovoronezh NPP)] (in Russian).
2. Tehnicheskij otchytot «Razrabortka, izgotovlenie, kalibrovka i otladka sistemy kompleksnogo monitoringa celostnosti metalla na osnovanii termodeformacionnoj nagruzhennosti zony karmana kollektora PG i momenta razvitiya defekta v zone SS №111 na polnomasshtabnom stende. Razrabortka tehnologii vypolneniya sbara dannyh sistemy kompleksnogo monitoringa termodeformacionnoj nagruzhennosti i momenta razvitiya treschiny (celostnosti) metalla korpusa PGV-1000 v zone svarnogo shva №111 privarki kollektora teplonositelya pervogo kontura k patrubku Du 1200». Technical report «Design, manufacture, calibration and debugging of complex monitoring system based on the integrity of the metal thermal loading of the deformation area pocket collector PG and since the development of a defect in the area of SS №111 on a full stand. Development of technology for performing data acquisition system integrated monitoring thermal deformation of loading and the date of the crack (integrity) of the metal body of PGV-1000 in the area of the weld welding №111 coolant reservoir 1-st loop to pipe DN 1200». Moscow. 000 «NSUTS «TSMiR» Publ., 2011 (in Russian).
3. Akt № 149/2013-HC. Novovoronezhskaya AES. Rezul'taty kontrolya sostava otlozhenij, otobranniyh iz kol'cevogo zazora «goryachego» kollektora parogeneratora 5PG-1 v period PPR-2013. [The results of monitoring of silt taken from the annular gap «hot» collector steam 5PG-1 during the PPR-2013 outage] (in Russian).
4. Roschektaev B.M. Vodno-himicheskij rezhim AES s reaktorami VVER-1000 i RBMK-1000. [Water-chemical mode of NPP with the reactors of VVER- 1000 and RBMK- 1000] Uchebnoe posobie. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2010. 132 p. (in Russian).
5. Shutikov A.V., Savchenko V.E., Vigranenko YU.M., Khrustalev V.A.. Puti sovershenstvovaniya vodno-himicheskogo rezhima vtorogo kontura AES s VVER=1000. [Ways of perfection of the water-chemical mode of the second contour of NPP with VVER-1000 Izvestiya Tomskogo politehnicheskogo universiteta. 2008, v. 312, no 2 (in Russian).
6. Tehnicheskaya spravka №144/2013-HC o vypolnenii himicheskikh promyvok PG energobloka №5 NV AES (in Russian).
7. Otchytob ob ispytanii smyvnogo ustrojstva «karmanov» kollektorov parogeneratorov pri provedenii himicheskoy promyvki PG-1 bloka 5 Novovoronezhskoj AES. Kalininskij filial (KATE), 2006 (in Russian).
8. Trunov N.B., Kharchenko S.A., Korotaev N.F., Lyakishev S.L. Rezul'taty rabot po

issledovaniyu prichin povrezhdeniya metalla v rajone svarnogo shva privarki kollektora pervogo kontura k korpusu parogeneratora i razrabotka kompensiruyuschich meropriyatij. [Results of works on research of reasons of damage of metal in the district of the weld-fabricated guy-sutures of welding on of collector of the first contour to the corps of steam generator and development of compensative events]. Podol'sk. OAO OKB «Gidropress» Publ. (in Russian).

9. Kharchenko. S.A., Trunov N.B., Denisov V.V., Korotaev N.F., Analiz prichin povrezhdeniya metalla v zone svarnogo shva №111 parogeneratorov PGV-1000m. [Analysis of reasons of damage of metal in the zone of the weld-fabricated guy-sutures №111 steam generator PGV-1000M] / Podol'sk. FGUP OKB «Gidropress» Publ. (in Russian).

10. Bakirov M.B., Levchuk V.I., Povarov V.P., Gromov A.F. Analiz prichin poyavleniya neproektnyh termosilovyh vozdejstvij v zone cvarnogo soedineniya №111-1 PGV-1000M i rekomendacii po ih isklyucheniyu. [Analysis reasons of appearance of unproject thermo power influences in the area of weld-fabricated connection № 111-1 PGV-1000M and recommendations on their exception. *Teploenergetika*. 2014, no 8, p. 3.

11. Verezemskij V.G. Ustalostnaya versiya obrazovaniya treschin v metalle zony SS №111 mezhdu kollektorami i patrubkami korpusa PGV-1000. [Fatigue cracking version of SS in metal between №111 the collectors and pipes corps PGV-1000]. Otechyot VNIIAES. Osnovnye raboty, vypolnenyye v 2011g. Moscow. VNIIAES Publ., 2011 (in Russian).

12. Zaklyuchenie CNIITMASH ot 30.08.2001g. O prichinah razrusheniya uzla soedineniya kollektora s PG VVER-1000. Moscow. CNIITMASH Publ., 2001 (in Russian).

**Author**

Povarov Vladimir Petrovich, Deputy General Director of JSC «Concern Rosenergoatom», Director of the Branch «Novоворонеж Nuclear Power Plant»

E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

# СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОЕ ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ПРОВЕРКИ КОМПОНЕНТОВ ИНТЕГРИРОВАННЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС РАЗЛИЧНЫХ ПРОИЗВОДИТЕЛЕЙ НА ВОЗМОЖНОСТЬ ИНТЕГРАЦИИ

Д.Ю. Безуглов, М.А. Трофимов

000 «АТЭКС». 249038, Обнинск, Калужской обл., ул. Любого, д.11, пом. 149.

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1



Физическую защиту АЭС обеспечивают интегрированные системы безопасности. Часто интеграция сводится к конкретным разработанным решениям по взаимодействию между продуктами одного разработчика. Для решения проблемы совместимости изделий различных производителей был введен отраслевой стандарт СТО 1.1.1.04.007.0814-2009 в 2009 г. Соответствие этому стандарту подтверждается аттестацией. При выполнении работ по аттестации был разработан автоматизированный стенд и специализированное программное обеспечение «AtomTest». Представлены основополагающие функции разработанного ПО, описаны механизм его работы и выходные данные. ПО «AtomTest» было применено при лабораторных испытаниях семи основных отечественных производителей ИСБ. По результатам выполненных работ шесть производителей получили аттестаты о соответствии стандарту.

**Ключевые слова:** физическая защита, интегрированная система безопасности, отраслевой стандарт, автоматизированный стенд, сетевой трафик, унифицированные протоколы, автомат состояний, специализированное ПО.

Физическая защита АЭС регламентирована требованиями законодательства РФ. В ее основе вне зависимости от объекта применения лежат автоматизированные системы безопасности, жизнеобеспечения и управления инженерным оборудованием. Многие разработчики называют свои «детища» интегрированными системами безопасности (ИСБ).

ИСБ представляют собой комплекс взаимодействующих программных и технических средств, предназначенных для обеспечения физической безопасности, автоматизации управления жизнеобеспечением и функционированием объекта, обладающих *технической, информационной, программной и эксплуатационной совместимостью*.

Безопасность объекта, как правило, обеспечивается несколькими подсистемами: охранной и пожарной сигнализации, контроля и управления доступом и системой теленаблюдения, причем, разработчик этих подсистем не всегда один [1]. В этот «класси-

© Д.Ю. Безуглов, М.А. Трофимов, 2015

ческий» набор также могут входить система активного пожаротушения и инженерно-технические подсистемы обеспечения жизнедеятельности здания. Каждая из этих подсистем в отдельности отвечает за свой участок работы в соответствии с решаемыми задачами, заложенными в нее на этапе проектирования [2, 3]. К сожалению, вследствие их узкой направленности могут возникать противоречия при решении конкретных ситуаций на объекте, приводящие к серьезным проблемам:

- потере эффективности и оперативности действий службы безопасности, перегруженной большим количеством «разнокалиберных» управляемых терминалов;
- усложнению специализированных устройств управления в связи с появлением новых функций;
- несогласованности в работе различных подсистем;
- возможной выдаче подсистемами взаимоисключающих команд.

Таким образом, проблема объединения компонентов ИСБ различных производителей в единый комплекс до сих пор является актуальной [3]. Полноценное решение данной проблемы возможно только при условии функционирования систем в едином информационном пространстве с использованием унифицированного протокола обмена, регламентированного стандартом [4, 5]. В отрасли атомной энергетики таким стандартом является СТО 1.1.1.04.007.0814-2009 «Система сбора и обработки информации комплекса инженерно-технических систем физической защиты атомных станций. Технические требования» (далее Стандарт).

Данный Стандарт устанавливает единые требования к архитектуре применяемых на АЭС ИСБ, их минимальному функционалу и, что является наиболее важным, построению обмена данными между программными компонентами систем (СПО АПИ и СПО сервера) по унифицированному протоколу верхнего уровня, который представляет собой описание возможных команд, циркулирующих в ИСБ, на языке XML [6, 7].

В целях оценки соответствия типовых ИСБ Стандарту возникла необходимость проведения процедуры аттестации, по результатам которой предусмотрена выдача разработчику аттестатов о соответствии.

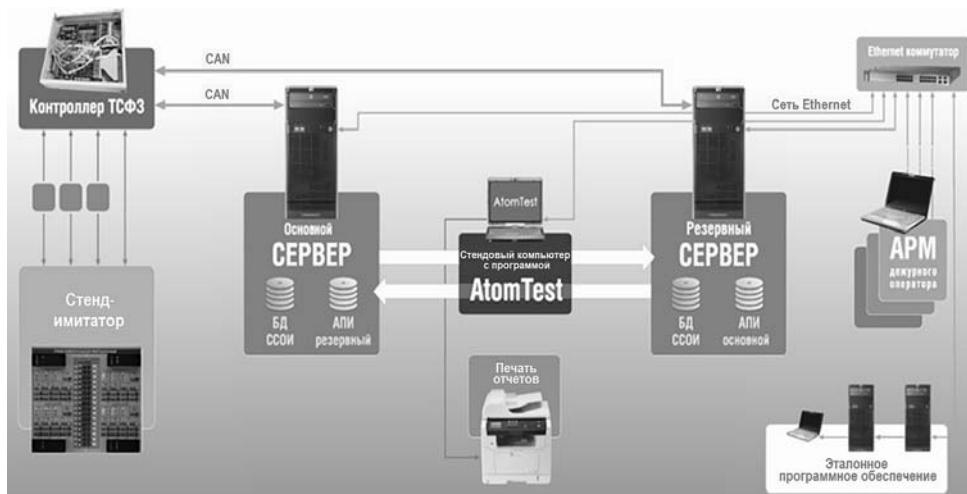


Рис. 1. Структурная схема автоматизированного стенда при выполнении проверок

Для проведения работ по аттестации в испытательной лаборатории ООО «АТЭКС» был разработан автоматизированный стенд, позволяющий испытывать полнофункциональные макеты ИСБ (рис. 1). Основополагающая функция детального анализа сетевого трафика между компонентами системы стенда возложена на специализированное программное обеспечение (СПО).

Исходя из требований Стандарта при выполнении проверок СПО должно обеспечивать решение следующих задач:

- ввод информации об испытываемых компонентах системы;
- задание параметров и глубины испытаний;
- системная перенастройка маршрутов следования пакетов данных между испытываемыми компонентами и ретрансляция сообщений;
- автоматизированное выполнение тестов испытания, включая автоматическую проверку команд, их последовательности и алгоритмов генерации на соответствие требованиям Стандарта;
- автоматический сбор и протоколирование информации о выполняемых проверках в процессе испытаний;
- ввод дополнительной информации и замечаний оператора по каждому тесту;
- протоколирование всех этапов испытаний, архивирование результатов испытаний в локальной базе данных, генерация отчетов о тестировании с последующей печатью.

Поскольку существующее ПО, позволяющее анализировать трафик компьютерных сетей (такое как Wireshark, Tcpdump), не давало возможности выполнить поставленные выше задачи, было разработано СПО «AtomTest» (далее Программа).

Программа состоит из нескольких взаимосвязанных диалоговых форм, вызываемых предопределенными алгоритмами цепочек вызовов. Диалоговые формы построены на основе web-интерфейса. Выводимая на диалоговые формы информация зависит от контекста выполнения программы.

Выполняемые испытания могут состоять из различного набора тестов. Все тесты разделены на две группы – автоматические и с участием оператора.

Для осуществления автоматической ретрансляции сообщений между компьютерным оборудованием системы используется возможность сетевых служб операционной системы пересыпать все пакеты по заданным таблицам маршрутов. Программа при подключении к испытываемому комплексу выполняет изменение таблиц маршрутизации пакетов. Для этого при настройке подключений необходимо задать следующие параметры компьютерного оборудования: IP-адреса, логины и пароли пользователей, номера TCP- и UDP-портов компьютерного оборудования, через которые осуществляется обмен сообщениями.

После завершения конфигурирования Программа переходит к ожиданию инициализации обмена СПО сервера с СПО АПИ. После подключения СПО сервера к СПО АПИ производится автоматический переход к выполнению тестов.

На этапе выполнения каждого из тестов Программа, реализуя детерминированный автомат конечных состояний, ожидает заданных условий перехода от состояния к состоянию до тех пор, пока не будет достигнуто последнее состояние. Для каждого типа теста имеется свой автомат состояний, выбор автомата состояния осуществляется выбором типа теста в шаблоне описания теста. При выполнении теста Программа проверяет все команды протокола, посылаемые СПО сервера и СПО АПИ, ведет протокол всех событий. Собранная информация о выполнении теста сохраняется в папке проекта испытания и используется при формировании отчета о результатах теста с вынесением заключения о соответствии объектов испытаний. Заключение о соответствии принимается Программой автоматически на основе заданного шаблоном теста, полностью соответствующего методике данного теста, а методика в свою очередь соответствует требованиям Стандарта.

По окончании теста (по достижении последнего состояния конечного автомата состояний) Программа переходит к этапу его завершения. На форме статуса теста отображается информация о результате прохождения теста. Осуществление Про-

граммой перехода к выполнению следующего теста происходит при нажатии оператором кнопки «Продолжить» (рис. 2).



Рис.2. Форма статуса теста

По завершении заключительного теста программы испытания Программа автоматически производит обратное конфигурирование комплекса в штатный режим работы.

На следующем этапе Программа автоматически генерирует отчеты по каждому тесту испытания в форматах .html и .pdf. Длительность генерации отчетов зависит от количества тестов и объемов отчетов.

С помощью разработанной Программы были выполнены лабораторные испытания семи основных отечественных производителей ИСБ, оборудование и программное обеспечение которых поставляется на АЭС (поскольку статья не является рекламной, наименования фирм-производителей и их систем не разглашаются). Шесть производителей получили аттестаты о соответствии Стандарта.

Таким образом, полученные результаты свидетельствуют о возможности интеграции компонентов ИСБ различных производителей. Однако в ходе испытаний в тексте Стандарта были выявлены неточности и пункты, для которых возможна неоднозначная интерпретация. Несомненно, в данном направлении необходимо дальнейшее проведение работ, в том числе анализ технических решений и нормативной документации в смежных отраслях, внесение уточняющих поправок в требования Стандарта и протокола.

### **Литература**

1. Севрюков Д.В., Асфандияров А.Х. Безопасность ядерных и радиационных объектов // Безопасность окружающей среды. – 2007. – №3. – С. 12-18.
2. Звенинский С. Проблема выбора периметровых средств обнаружения. Часть 1. // Безопасность. Достоверность. Информация. – 2002. – №4 (44).
3. Гарсия М. Проектирование и оценка систем физической защиты. – М.: Мир, 000 «Издательство АСТ», 2003. – 386 с.
4. Магауенов Р.Г. Системы охранной сигнализации: основы теории и принципы построения. – М.: «Горячая линия - Телеком». – 2004. – 367 с.
5. Стандарт ОАО «Концерн Росэнергоатом» СТО 1.1.1.04.007.0814-2009 «Система сбора и обработки информации комплекса инженерно-технических систем физической защиты атомных станций». Технические требования. Введен в действие приказом ОАО «Концерн Росэнергоатом» № 1782 от 17.12.2009.
6. Омельянчук А.М. Стандарты на интегрированные системы безопасности – взгляд разработчика. Часть 2. // Системы безопасности. – 2006. – № 1. – С.116-120.  
[http://www.secuteck.ru/articles2/kompleks\\_sys\\_sec/standarty\\_na\\_integrirovannye\\_sist/](http://www.secuteck.ru/articles2/kompleks_sys_sec/standarty_na_integrirovannye_sist/)
7. Крахмалев А.К. Еще раз об интеграции систем безопасности // Sec.Ru. от 26.05.2014 г.  
<http://daily.sec.ru/2014/05/26/Eshch-raz-ob-integratsii-sistem-bezopasnosti.html>

Поступила в редакцию 26.01.2015 г.

### Авторы

Безуглов Дмитрий Юрьевич, специалист ООО «АТЭКС», аспирант

E-mail: d1.bezuglov@gmail.com

Трофимов Максим Адольфович, профессор, доктор техн. наук

E-mail: trofimovma@mail.ru

УДК 519.688

## THE SOFTWARE TO TEST COMPONENTS OF THE INTEGRATED SECURITY SYSTEMS OF NPP OF DIFFERENT DEVELOPERS ON THE INTEGRATION

Bezuglov D.Y.\*, Trofimov M. A.\*\*

\*ATEKS Ltd. 11, Lubogo St., ap. 149, Obninsk, Kaluga reg., 249038 Russia

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

### ABSTRACT

Physical protection of nuclear power plants provide an Integrated security system. Often the integration is reduced to developed specific solutions for interoperability between products from the same developer. In 2009, the standard was instituted JSC «Concern Rosenergoatom» STO 1.1.1.04.007.0814-2009. The aim of this standard is the solution to the problem of compatibility of the products of different developers. Compliance with this standard is confirmed by certification. The automated stand and specialized software «AtomTest» was developed with the execution of works on certification. The program is working on the principle of the proxy server. The mechanism retransmission communication through standardized protocols between software components of the integrated security systems had been developing.

According to the test plan «AtomTest» connects, user notification, the expectation criteria continue, then you change the port number and, if available, the IP address set in the configuration bench computer, interception of messages circulating between software components, and substitute them in meaningful information.

When testing the program is providing: scan network traffic for compliance with UTF-8 encoding, syntax, and semantics of XML, XSD schema build commands and command sequences.

After testing the program is analyzing event log, with subsequent reporting format .html and .pdf then print. The steps are performed automatically without operator intervention.

According to the results of work performed six developers have gained certificates of compliance. This suggests the possibility of integration of components, integrated systems from different developers. It should also be noted the importance of further work in this direction.

**Key words:** Physical security, Integrated security system, the industry standard, automated facility, network traffic, standardized protocols, machine States, specialized software.

### REFERENCES

1. Sevryukov D.V., Asfandiyarov A.H. The safety of nuclear and radiation facilities.

*Bezopasnost' okruzhayuschej sredy*. 2007, no. 3, pp. 12-18 (in Russian).

2. Zwierzynski S. The problem of choice of perimeter detection equipment. Part 1.

*Bezopasnost'. Dostovernost'. Informaciya*. 2002, no. 4 (44). (in Russian).

3. Garcia M. Design and evaluation of physical protection systems. Moscow. Mir, LLC «Izdatelstvo AST» Publ., 2003. 386 p. (in Russian).
4. Magauenov RG Alarm system: basic theory and principles of construction. Moscow. «Goryachaya Liniya – Telecom» Publ., 2004. 367 p. (in Russian).
5. JSC «Concern Rosenergoatom» Standard SRT 1.1.1.04.007.0814-2009 «Collection system, and addressing complex information-processing engineering systems of physical protection of nuclear power plants». Technical requirements. Enacted by the order of JSC «Concern Rosenergoatom» № 1782 from 17.12.2009 (in Russian).
6. Omel'yanchuk A.M. Standarty na integrirovannye sistemy bezopasnosti – vzglyad razrabotchika. Chast' 2 [Standards for integrated security systems – Developer's view. Part 2]. *Security systems*. 2006, no. 1. pp. 116–120 (in Russian). Available at: [http://www.secuteck.ru/articles2/kompleks\\_sys\\_sec/standarty\\_na\\_integrirovannye\\_sist/](http://www.secuteck.ru/articles2/kompleks_sys_sec/standarty_na_integrirovannye_sist/)
7. Krahmalyov A.K. Eschyto raz ob integracii system bezopasnosti [Experiences on the integration of security systems] *Sec.Ru.* 26.05.2014 (in Russian). Available at: <http://daily.sec.ru/2014/05/26/Eshe-raz-ob-integratsii-sistem-bezopasnosti.html>

#### Authors

Bezuglov Dmitrij Yur'evich, Specialist ATEKS Ltd, PhD Student

E-mail: d1.bezuglov@gmail.com

Trofimov Maksim Adol'fovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: trofimovma@mail.ru

УДК 621.039.534.6

# САМООРГАНИЗУЮЩЕСЯ КАРБОНИТРИДНОЕ ПОКРЫТИЕ НА СТАЛИ ИЗ РАСПЛАВЛЕННОЙ ЭВТЕКТИКИ СВИНЕЦ-МАГНИЙ

**Е.А. Орлова, Ю.И. Орлов, Е.А. Крючков, В.Н. Комышный,  
В.Г. Жмурин, С.А. Загребаев, Н.А. Котовский, В.Г. Дворцевой**  
ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского,  
г. Обнинск, 249033, Калужская область, пл. Бондаренко, 1



На основании результатов расчетно-экспериментальных исследований насыщенный цирконием эвтектический сплав Pb-Mg рекомендован в качестве жидкокометаллического подслоя в твэлах с нитридным топливом. Разработан и изготовлен рабочий участок для исследований по формированию нитридных и (или) карбидных защитных покрытий из эвтектического расплава Pb-Mg в узком зазоре между коаксиально расположенными трубками. Проведены пробные испытания.

**Ключевые слова:** свинец, магний, нитрид циркония, жидкокометаллический подслой, защита от коррозии.

## ВВЕДЕНИЕ

Реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем и нитридным топливом построен на принципах «естественной безопасности» и экономичности [1]. В настоящее время твэлы с нитридным топливом и жидкокометаллическим подслоем, позволяющим снизить температуру нитридного топлива до уровня, обеспечивающего надежную его работу при глубоком выгорании с низким распусканием и газовыделением, являются перспективными для РУ БРЕСТ-ОД-300. Результаты исследования твэлов с зазором (исходный 250 мкм), заполненным Не и Pb, после облучения в РУ БОР-60 представлены в работе [2], где расчетная температура в центре топлива в твэле с газовым подслоем может достигать 2033 К (60% Pu), на поверхности оболочки – 861 К. Зазор между топливом и оболочкой ( $\approx 10$  мкм) в холодном состоянии сохранился только в верхнем и нижнем сечениях твэла с топливом 45% PuN + 55% UN при выгорании 5,4% т.а. Средняя скорость увеличения диаметра таблеток топлива в сечениях с максимальным увеличением диаметра твэлов составляет  $1,1 - 1,2 \pm 0,1$  на 1% выгорания для топлива  $U_{0,55}Pu_{0,45}N$  и  $U_{0,4}Pu_{0,6}N$  соответственно. Наблюдались газовые поры, включения.

Контакт топлива с оболочками в твэлах происходит при локальном выгорании около 5% т.а. После наступления контакта средние значения окружных напряжений в оболочках, рассчитанные по вкладу радиационной ползучести в увеличение их диаметров, равны 100 и 220 МПа, соответственно.

© Е.А. Орлова, Ю.И. Орлов, Е.А. Крючков, В.Н. Комышный,  
В.Г. Жмурин, С.А. Загребаев, Н.А. Котовский, В.Г. Дворцевой, 2015

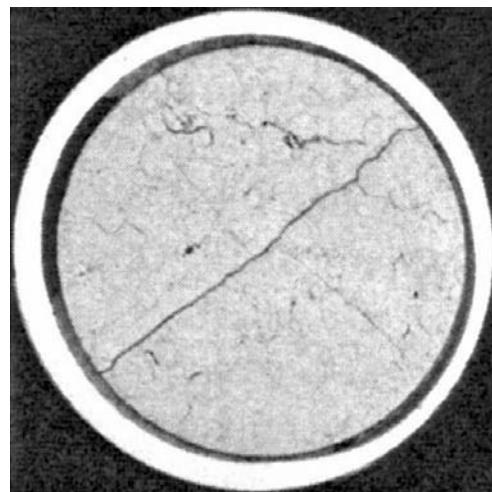


Рис. 1. Общий вид поперечного сечения твэла со свинцовым подслоем [2]

В то же время при наличии внутри твэла свинцового подслоя температура в центре топлива не превышает 1153 К, а на внутренней поверхности оболочки – 908 К. Отсутствуют газовые поры и выделения. Однако возникает проблема совместимости жидкокометаллического внутривтэльного подслоя с оболочкой твэла в присутствии нитридного топлива. Результаты исследования твэлов после облучения (рис. 1) показали прогрессирующее взаимодействие оболочки со свинцовым подслоем, которое характеризуется ее растворением в одних частях и образованием слоя металлических отложений в других частях. Вследствие растворения оболочки ее толщина на отдельных участках уменьшилась примерно на 40% (при выгорании 5,5% т.а., 23 сна) [2].

В статье предлагается решение проблемы совместимости оболочки твэла с нитридным топливом и подслоем на основе свинца.

### **СОВМЕСТИМОСТЬ СВИНЦОВО-МАГНИЕВОЙ ЭВТЕКТИКИ СО СТАЛЬЮ**

Для изучения коррозии стали в сплаве на основе свинца были проведены ампульные, петлевые испытания образцов, а также испытания укороченных макетов твэла с сердечником из нитрида урана. В качестве сплавов были предложены свинец, насыщенный цирконием, сплавы свинца с магнием, очищенные от примесей и насыщенные цирконием. Использование сплавов привело к снижению коррозионного взаимодействия с конструкционными материалами по сравнению с очищенным свинцом [3].

Наилучшим образом решение проблемы совместимости жидкокометаллического подслоя с оболочкой твэла в присутствии нитридного топлива обеспечивается путем самопроизвольного формирования на поверхности стали защитного покрытия нитрида циркония из эвтектики на основе свинца с содержанием 2,25% массовых (0,164 атомной доли) магния и до 0,2% массовых циркония в присутствии азота в газовой полости. При этом обеспечивается самозалечивание случайных повреждений покрытия. Коррозионные повреждения и изменения массы образцов сталей 16Х12ВМСФБР и Х13М2С2 отсутствовали при их ампульных и петлевых испытаниях при температуре 813 – 1023 К в эвтектике 2,25% Mg, 0,2% Zr, остальное – Pb, а также после испытаний при 973 К в течение 5700 ч укороченного макета твэла с сердечником из нитрида урана, теплопередающим подслоем указанного состава и оболочкой из стали 16Х12ВМСФБР с предварительно сформированным на ней покрытием из нитрида циркония [4].

## АМПУЛЬНЫЕ ИСПЫТАНИЯ СТАЛЕЙ В СВИНЦОВО-МАГНИЕВОЙ ЭВТЕКТИКЕ ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 873 – 1023 К

Формирование на поверхности стали защитного покрытия нитрида циркония проводили в эвтектике на основе свинца с содержанием 2,25% масс. магния и до 0,2% масс. циркония в интервале температуры 873 – 1023 К длительностью до 500 ч. Для доказательства формирования защитного покрытия проводили анализ изменения массы, рентгеноструктурный фазовый и поэлементный анализ образцов стали.

Таблица 1

**Элементный состав (%) ат.) поверхности и поперечного шлифа (в точках 1 – 4 рис. 2) стали 16Х12ВМСФБР (INCA) с покрытием ZrN, сформированным при 993 К в течение 50 ч в сплаве Pb-Mg-Zr под давлением азота**

Элемент	Поверхность стали		Поверхность поперечного шлифа			
	Среднее значение по трем точкам	Средне-квадратичное отклонение	1	2	3	4
Fe	54,6	6,4	78,9	77,4	79,9	85,2
Cr	9,1	1,1	10,3	10,3	9,7	9,8
V	0,4	0,1	0,3	0,4	0,3	0,2
Pb	0,0	0,00	0,0	0,0	0,0	0,0
Mo	0,3	0,04	0,3	0,2	0,2	0,3
Zr	6,4	0,8	3,3	1,5	2,4	0,2
Si	1,3	0,2	1,3	1,5	1,2	1,5
Mg	0,7	0,08	0,1	0,2	0,2	0,0
O	10,8	1,3	4,4	7,5	5,3	2,0
N	15,8	2,1	0,0	0,0	0,0	0,0
Ni	0,5	0,06	0,8	0,9	0,7	0,8

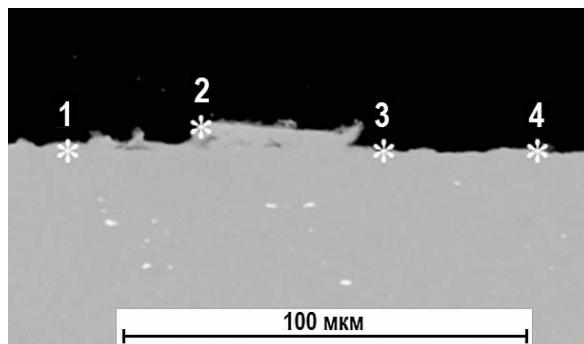


Рис. 2. Поверхность поперечного шлифа стали 16Х12ВМСФБР после формирования нитридных и (или) карбидных покрытий при 973 К в течение 50 ч в сплаве 2,25% Mg, 0,2% Zr, остальное – Pb под давлением N<sub>2</sub> (INCA), ×500 (цифры – места съемок на поперечном шлифе, соответствующие табл. 1)

Состав и структуру покрытия, сформированного на поверхности стали 16Х12ВМСФБР, при 993 К в течение 50 ч в сплаве 2,25% Mg, 0,2% Zr, остальное – Pb под давлением N<sub>2</sub> исследовали путем рентгеноструктурного анализа на установке ДРОН-1 (идентифицирована структура, характерная для ZrN и ZrC) на растром электронном микроскопе (РЭМ) с применением волнового рентгеноспектрального микроанализа INCA, а также

## МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

методами ядерного микронализа [3, 4]. Результаты исследований на РЭМ представлены в табл. 1. На поверхности образца обнаружены цирконий  $6,7 \pm 0,2\%$  ат. и азот  $15,6 \pm 0,2\%$  ат. В точках, обозначенных звездочками вблизи поверхности поперечного шлифа на рис. 2, цирконий обнаружен в существенно меньшем количестве ( $0,2 - 3,3\%$  ат.), а азот не обнаружен [4]. По более тонким данным ядерного микронализа азот обнаружен на небольшой глубине (глубина проникновения азота составила  $90 - 130 \pm 15$  нм). Проникновения свинца в сталь не обнаружено. Присутствие железа на поверхности образца (около 50% ат.) можно объяснить либо тем, что глубина проникновения рентгеновского пучка больше толщины слоя нитрида циркония, либо избирательностью внедрения циркония в сталь в области дефектной структуры. В последнем случае отсутствие потери массы образцов стали 16Х12ВМСФБР свидетельствует о залечивании дефектов, способствующих коррозионному повреждению стали в расплаве свинца.

Результаты комплексного анализа покрытий на поверхности стали 16Х12ВМСФБР, сформированных при  $923 - 993$  К в течение  $50 - 500$  ч в ампульных испытаниях в сплаве Pb-2,25% по массе магния с добавкой циркония под давлением азота, показали, что цирконий и азот на поверхности стали присутствуют, причем, согласно данным рентгеноструктурного анализа, в стехиометрическом составе соединения ZrN (ZrC). Толщину слоя нитрида циркония в силу его малости можно определить лишь с помощью пучка дейtronов при условии, что стехиометрия соединения известна.

На основании данных химико-спектрального анализа проб сплава на основе свинца с добавкой магния и циркония после испытаний образцов показано, что растворимость циркония зависит от содержания магния и температуры следующим образом [5]:

$$C_{\text{Zr}} = a C_{\text{Mg}}^{0,7} \cdot \exp(-2895/T),$$

где  $C_{\text{Zr}}$ ,  $C_{\text{Mg}}$  – концентрация атомов циркония и магния в сплаве на основе свинца, атомные доли;  $a$  – эмпирический коэффициент, изменяющийся от 0,0002 до 0,044 при изменении концентрации атомов магния от 0,08 до 0,25;  $T$  – температура сплава на основе свинца, К.

Таблица 2  
**Содержание элементов (% масс.) по сечению образца стали 16Х12ВМСФБР, испытанного при  $T = 973$  К в течение 140 ч в свинце и 200 ч в сплаве Pb-Mg 0,1% масс.**

Элемент	Расстояние от поверхности, мкм							
	1,9	2,3	6,5	8,7	12,9	16,1	17,7	29,0
Fe	13,6	8,8	35,6	92,3	22,6	31,1	92,7	87,5
Cr	34,4	41,4	7,9	3,8	36,3	36,2	3,8	8
V	0	0,1	0	0	0	0	0	0,1
Pb	0,1	0	33	0	0	0	0	0
Mo	21,1	14,7	7,3	1,4	4,7	2,8	1	0,9
Zr	0	0	0	0	0	0	0	0
Si	0,7	0,2	0,8	0,8	0,6	0,4	1	1,3
Mg	3	4,2	0,2	0	0,1	0,3	0	0
O	24,7	28,9	9,1	0	33,3	26,9	0	0
C*	2,4	1,4	6,1	1,6	1,6	2,1	2,5	2,3

При содержании магния в сплаве на основе свинца, равном 0,1% по массе, на поверхности стали 16Х12ВМСФБР (предварительно испытанной при температуре 973 К в течение 140 ч в свинце) после испытаний в течение 200 ч не обнаружено циркония, т.е. защитное покрытие отсутствует. На поверхности шлифа заметны оксидная пленка, внут-

реннее окисление, перераспределение компонентов стали, характерное для образцов с оксидной защитой (табл. 2). Повышенное содержание молибдена в пленке связано с его переносом со стенок молибденовой ампулы.

Существенное содержание углерода в пленке следует отнести либо к его участию в образовании соединений, либо к результату массопереноса. При этом следует учитывать, что при микроанализе концентрация углерода может быть завышенной в пределах 1% вследствие взаимодействия луча электронов с образцом в камере электронного микроскопа.

### ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ПРИ ПЕРЕПАДЕ ТЕМПЕРАТУРЫ 813 – 923 К

Образцы сталей 16Х12ВМСФБР и Х13М2С2 были испытаны в течение 1000 ч в условиях естественной конвекции теплоносителя (эвтектика Pb-Mg, насыщенная цирконием) со скоростью 0,16 см/с при перепаде температуры 813 – 923 К в петле из стали Х13М2С2 под избыточным давлением азота 0,05 МПа. Потери массы образцов, испытанных при 873 и 923 К, не обнаружено. Образцы стали после испытаний при 813 К имели незначительную потерю массы (в среднем  $3,4 \cdot 10^{-3}$  кг/м<sup>2</sup>) [4]. Рентгеноструктурный анализ показал наличие структуры, характерной для  $\text{Me}_{23}\text{C}_6$ , NbC, ZrC (ZrN), основы стали  $\alpha$ -Fe и Pb. Отражения от основы стали наблюдаются в связи с небольшой толщиной поверхностного покрытия. После испытаний микроструктура сталей 16Х12ВМСФБР и Х13М2С2 не изменилась.

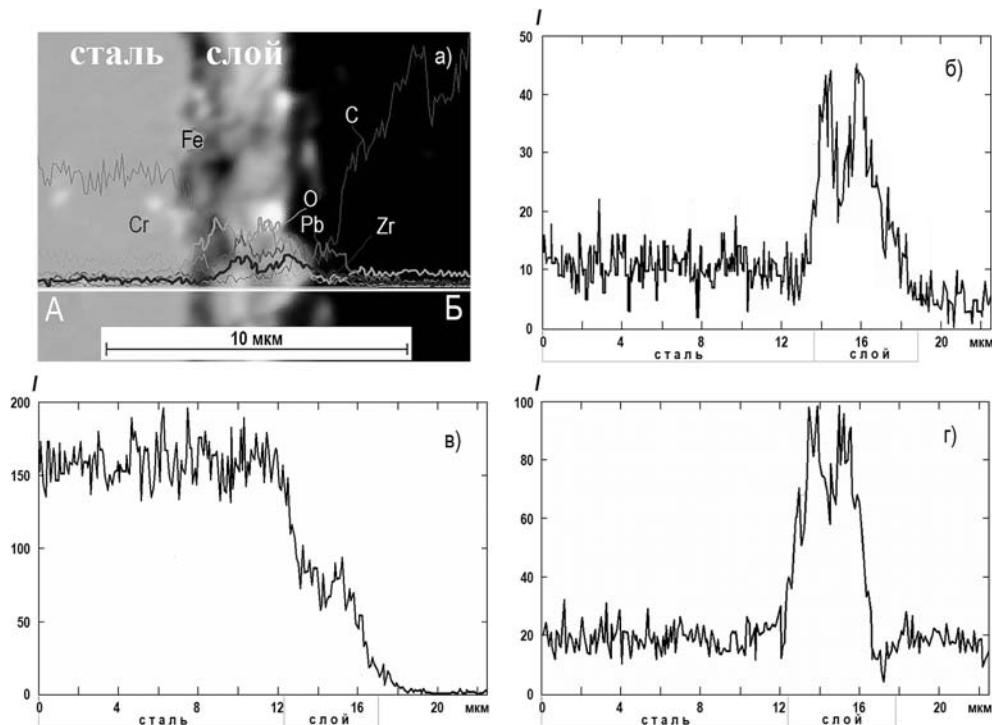


Рис. 3. Распределение интенсивностей рентгеновских линий (I) элементов при сканировании по направлению А-Б сечения образца стали 16Х12ВМСФБР после механических испытаний, предварительно испытанного при температуре 923 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg: а) – поперечное сечение образца; б) – интенсивность линии циркония; в) – интенсивность линии железа; г) – интенсивность линии кислорода

На поверхности образцов стали 16Х12ВМСФБР, испытанных при температуре 923 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg и прошедших механические испытания, обнаружена пленка, содержащая помимо основных компонентов стали магний, цирконий, свинец, кислород и углерод (рис. 3) [6, 7]. Наличия азота на поверхности об-

разцов стали не обнаружено. Толщина поверхностной пленки на стали 16Х12ВМСФБР составила около 3 мкм (поверхность стали растянута в результате механических испытаний, т.е. реальная толщина покрытия может быть несколько больше).

Изменения состава стали в приповерхностных слоях, прилегающих к покрытию, не обнаружено, что наряду с отсутствием потери массы свидетельствует о хороших защитных свойствах и низкой диффузионной проницаемости покрытия, сформированного естественным путем при контакте стали со сплавом на основе свинца с содержанием 2,25% масс. магния, насыщенным цирконием.

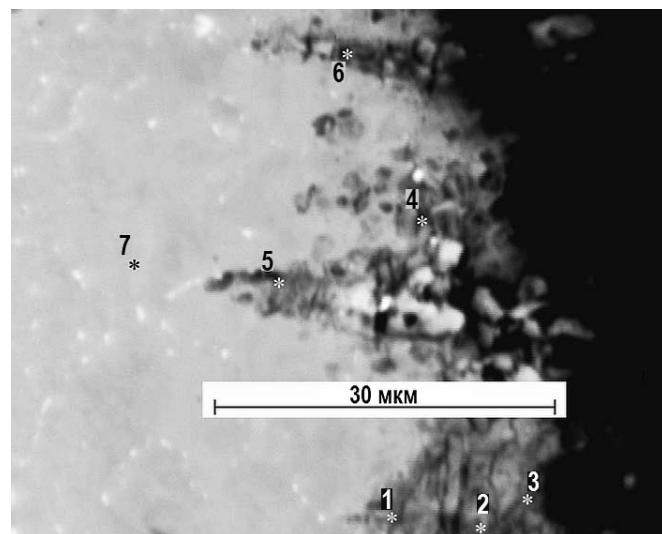


Рис. 4. Внешний вид оксидной пленки, сформированной при температуре 923 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg на образце из стали 16Х12ВМСФБР после механических испытаний (в центре виден белый свинец)

Поперечное сечение образца стали 16Х12ВМСФБР после испытаний при 923 К в течение 1000 ч в условиях естественной конвекции эвтектики Pb-Mg на участках с микронадрывами, образовавшимися в результате механических испытаний, представлено на рис. 4, а количественный анализ состава пленки в точках, обозначенных на рис. 4 цифрами, приведен в табл. 3.

Внешний вид поверхности поперечного шлифа стали 16Х12ВМСФБР после испытаний при 813 К в течение 1000 ч в условиях естественной конвекции теплоносителя (эвтектика Pb-Mg) и механических испытаний представлен на рис. 5, а результаты количественного анализа состава пленки, образовавшейся на образце после испытаний, даны в табл. 4.

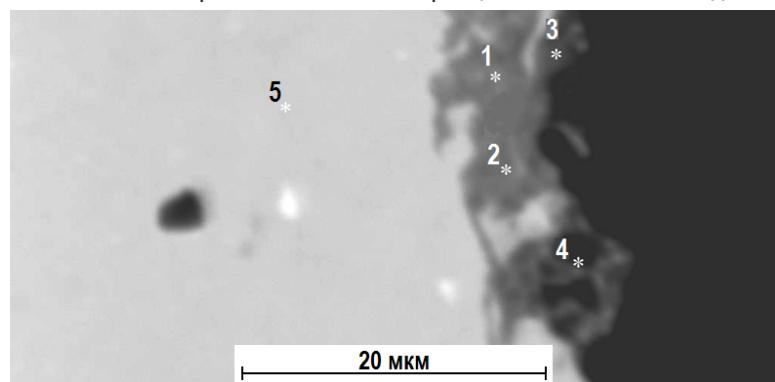


Рис. 5. Внешний вид оксидной пленки, сформированной при температуре 813 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg на образце из стали 16Х12ВМСФБР после механических испытаний

Таблица 3

**Количественный анализ (% масс.) по точкам (рис. 4) оксидной пленки, содержащей Zr, сформированной при температуре 923 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg на образце стали 16Х12ВМСФБР**

Элемент	Поверхность стали		Номер точки по сечению образца						
	Среднее значение по четырем точкам	Средне-квадратичное отклонение	1	2	3	4	5	6	7
Fe	43,4	2,5	61,7	27,8	37,5	38,8	18,5	24,8	86,8
Cr	7,1	0,3	7,1	9,4	3,6	5,7	5,1	6,1	10,9
V	0,5	0,1	0,4	0,6	0,2	0,3	0,2	0,2	0,3
Pb	4,1	0,9	0,6	2,4	0,5	0,9	3,9	3,2	0,0
Zr	10,7	0,3	0,7	7,5	1,3	1,6	9,1	5,3	0,0
Si	0,6	0,0	1,0	0,4	0,4	0,6	0,3	0,3	1,0
Mg	4,5	0,7	1,2	4,9	0,6	1,0	1,7	2,9	0,0
O	13,3	1,0	8,3	16,3	4,3	6,3	10,5	15,6	0,0
C*	15,9	0,7	19,0	30,6	51,5	44,8	50,5	41,6	1,1

Таблица 4

**Состав (% масс.) пленки, сформированной при температуре 813 К в течение 1000 ч в сплаве Pb-Mg на образце стали 16Х12ВМСФБР по точкам (рис. 5), после механических испытаний**

Элемент	Номер точки				
	1	2	3	4	5
Fe	44,6	54,6	23,2	19,4	86,1
Cr	6,1	8,1	3,4	4,0	11,4
V	0,2	0,2	0,0	0,0	0,1
Pb	3,6	1,7	1,8	2,7	0,0
Zr	1,9	1,2	0,1	0,3	0,0
Si	0,7	0,7	0,5	0,3	1,1
Mg	3,4	2,0	0,4	0,3	0,0
O	34,7	29,1	29,3	20,9	0,0
C	4,7	2,3	41,1	51,9	1,3

Механические свойства стали ( $\sigma_b$ , МПа – предел прочности;  $\sigma_{02}$ , МПа – предел текучести;  $\delta$ , % – относительное удлинение) образцов стали 16Х12ВМСФБР (рис. 6) после испытаний в течение 1000 ч в условиях естественной конвекции эвтектики Pb-Mg, насыщенной Zr, с перепадом температуры 813 – 923 К подчиняются линейной зависимости от температуры ( $T$ , К).

В частности,  $\sigma_b = -2,1196 \cdot T + 2082,2$  ( $R^2 = 0,99$ );  $\sigma_{02} = -1,8949 \cdot T + 1873$  ( $R^2 = 0,99$ );  $\delta = 0,076 \cdot T - 48,2$  ( $R^2 = 0,95$ ), где  $R^2$  – величина достоверности аппроксимации. Пределы прочности и текучести стали 16Х12ВМСФБР после этих испытаний снизились, а относительное удлинение увеличилось. В петлевых испытаниях существовала возможность поступления в эвтектику кислорода, поэтому он обнаружен в составе покрытия, обогащенного циркони-

ем, что не сказалось на антакоррозионных свойствах покрытия.

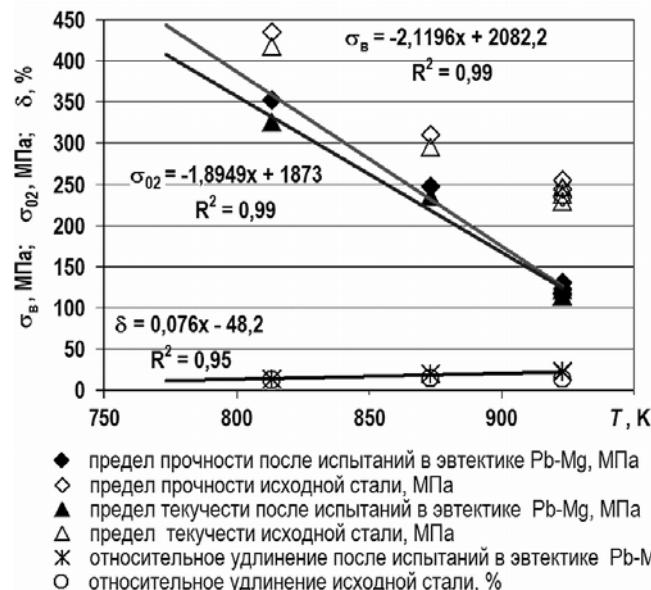


Рис. 6. Механические свойства стали 16Х12ВМСФБР после испытаний при 813 – 923 К в течение 1000 ч в условиях естественной конвекции теплоносителя (эвтектика Pb-Mg) в сравнении с исходными (фрагмент окна MS Excel)

## ПРИМЕНЕНИЕ РАЗРАБОТАННОЙ ТЕХНОЛОГИИ К ВНУТРИТВЭЛЬНОМУ ЗАЗОРУ

Разработан и изготовлен рабочий участок для исследований по формированию нитридных и (или) карбидных защитных покрытий из эвтектического расплава Pb-Mg в узком зазоре между коаксиально расположенными трубками из стали 16Х12ВМСФБР диаметром 9,7×0,5 и 8,4×0,4 мм, проведены пробные испытания. Разработана технология, изготовлен сплав в дозированном количестве (ФЭИ) и загружен в экспериментальные твэлы (ВНИИНМ), поставленные на испытания в июне 2014 г. в реакторную установку БОР-60.

## ВЫВОДЫ

Применение совместимого с нитридным топливом и оболочкой твэла жидкотемпературного внутритвэльного подслоя за счет формирования защитных пленок в процессе их контакта (эвтектического сплава Pb-Mg, насыщенного цирконием) может обеспечить надежную работу твэла при глубоком выгорании. Особое внимание следует уделить обеспечению формирования нитридных и (или) карбидных, а не оксидных покрытий, т.к. в оксидных покрытиях обнаружено проникновение свинца в сталь. Новизна и оригинальность решения задачи состоит в разработке фундаментальных принципов создания твэлов нового поколения, а именно синергетической совместимости компонентов, приводящей к снижению температуры в топливе и, соответственно, снижению давления, распуханию топлива, повышению ресурса, экономичности и др.

Авторы приносят глубокую благодарность сотрудникам ОАО «НИКИЭТ» С.Н. Бозину и А.В. Башкину за исследование поверхности и поперечного сечения образцов стали 16Х12ВМСФБР на РЭМ с помощью волнового рентгеноспектрального микроанализа INCA.

### **Литература**

1. Адамов Е.О., Орлов В.В., Смирнов В.С. Progress in lead cooled fast reactor design. // Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants. Tokyo, Japan, Oct.25-29. – 1992. – Vol. 2. – Paper №16-6. – PP. 1-4.
2. Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. и др. Основные результаты исследований уран-плутониевого нитридного топлива после облучения в реакторе БОР-60. / Сб. докл. Международной научн.-техн. конф. «Инновационные продукты и технологии ядерной энергетики», 27-29 ноября 2012 г.– М.: НИКИЭТ, 2012. – С. 223-228.
3. Орлов В.В., Орлова Е.А., Цикунов В.С. и др. Формирование защитных нитридных покрытий на поверхности сталей. Препринт № ЕТ – 08/77. – М.: НИКИЭТ, 2008.
4. Орлова Е.А., Гурбич А.Ф., Молодцов С.Л. и др. Формирование и исследование защитных покрытий, совместимых с нитридным топливом, на сталях ферритно-мартенситного класса// Атомная энергия. – 2008. – Т. 105. – Вып. 5. – С. 269-274.
5. Орлов В.В., Леонов В.Н., Орлова Е.А. Способ формирования защитного покрытия на поверхности металла. / Патент РФ 2439203. – Опубл. 10.01.12. – Бюлл. № 1.
6. Орлова Е.А., Букин Е.А. Формирование карбонитридных защитных покрытий на стали. [Электронный ресурс] / Сб. докл. на межведомственном семинаре «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в быстрых реакторах» 20-22 октября 2010 г. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010 – С. 406-414 (CD-ROM).
7. Орлова Е.А., Орлов Ю.И., Крючков Е.А. и др. Самоорганизующееся карбонитридное покрытие на стали из расплавленной эвтектики свинец-магний. / Сб. докл. Международной научн.-техн. конф. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики (МНТК НИКИЭТ-2012)», 27-29 ноября 2012 г.– М.: ОАО «НИКИЭТ», 2012. – С. 174-182.

Поступила в редакцию 17.06.2013 г.

### **Авторы**

Орлова Екатерина Андреевна, ведущий научный сотрудник

E-mail: eorlova@ippe.ru

Орлов Юрий Иванович, советник директора

E-mail: yuorlov@ippe.ru

Крючков Евгений Александрович, начальник лаборатории

E-mail: ekryuchkov@ippe.ru

Комышный Владимир Николаевич, начальник лаборатории

E-mail: kvn@ippe.ru

Жмурин Виктор Григорьевич, ведущий инженер

E-mail: eorlova@ippe.ru

Загребаев Сергей Анатольевич, младший научный сотрудник

E-mail: eorlova@ippe.ru

Котовский Николай Алексеевич, старший научный сотрудник

E-mail: ekryuchkov@ippe.ru

Дворцевой Виктор Геннадьевич, инженер первой категории

E-mail: eorlova@ippe.ru

UDC 621.039.534.6

## SELF-ORGANIZING CARBON NITRIDE COATINGS ON STEEL FROM MOLTEN LEAD-MAGNESIUM EUTECTIC

Orlova E.A., Orlov Yu.I., Kryuchkov E.A., Komyshnyj V.N., Zhmurin V.G., Zagrebaev S.A., Kotovskij N.A., Dvorcevoj V.G.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The best way to solve the problem of compatibility of a liquid metal sublayer with fuel element cladding in the presence of nitride fuel is to provide spontaneous formation of a zirconium nitride coating on the steel surface in lead eutectic with a ratio of 2,25% wt. (0,164 nuclear shares) magnesium to 0,2% wt. zirconium. Self-curing of accidental damage to the cladding is thus provided. Corrosion damage and changes in the mass of 16Cr12WMoSiVNbB and Cr13Mo2Si2 steel samples were absent during 50-500 h their ampoule and loopback tests at a temperature of 873-1023 K. To in an eutectic of 2,25% of Mg-0,2 of % of Zr, with the rest being Pb, and also after tests at 973 K during 5700 h with a truncated model of the fuel element with uranium nitride core, a heat-transmitting underlayer of a specified structure and 16Cr12WMoSiVNbB steel cladding, with the covering previously created on it from zirconium nitride.

On the basis of pilot studies it is possible to recommend the use of the eutectic Pb-Mg alloy rich in zirconium as a liquid-metal sublayer in fuel elements with nitride fuel.

A working site has been developed to study the formation of nitride and (ore) carbide cover from eutectic Pb-Mg alloy in the narrow gap between coaxial tubes. Trial tests have been conducted.

**Key words:** lead, magnesium, zirconium nitride, fuel element sublayer, corrosion protection

### REFERENCES

1. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S. Progress in lead cooled fast reactor design, in: Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants. Tokyo, Japan, Oct. 25-29. 1992, v. 2, paper №16-6, pp. 1-4.
2. Beljaeva A.V., Krjukov F.N., Nikitin O.N., Kuzmin S.V., Malcseva E.B. The main results of uranium-plutonium nitride fuel after irradiation in BOR-60, in Sb. dokl. Mezhdun. nauchn.-tehn. konf. «Innovacionnye produkty i tehnologii jadernoj energetiki (ISTC NIKIET-2012)» [Proceedings of the ISTC «Innovative products and technology of nuclear power»], 27-29 November 2012. Moscow, JSC «NIKIET» Publ., 2012, pp. 223-228 (in Russian)..
3. Orlov V.V., Orlova E.A., Cikunov V.S., Bozin S.N., Bashkin A.V. Formation of protective nitride coatings on steel surfaces: preprint № ET-08/77. Moscow, JSC «NIKIET» Publ., 2008 (in Russian).
4. Orlova E.A., Gurbich A.F., Molodcov S.L., Orlov V.V., Bozin S.N., Bashkin A.V. The Formation and Investigation of Protective Coatings on the Ferrite – Martensite Steel Surface, which are Compatible with Nitrogen Fuel. *Atomic Energy*. 2008, v. 105, iss. 5, pp. 269-274 (in Russian).
5. Orlov V.V., Leonov V.N., Orlova E.A. A method of forming a protective coating on the metal surface. Patent RF 2439203, 10.01.12. Bul. № 1 (in Russian).
6. Orlova E.A., Bukin E.A. Formation of carbonitride coatings on steel [electronic resource], in: Sb. dokl. na mezhvedomstvennom seminare «Tjazhyolye zhidkometallicheskie teplonositeli v bystryh reaktorah» [Proceedings of interagency

workshop «Heavy liquid metal cooled fast reactors»] 20-22 October 2010. Obninsk, FEI Publ., 2010, pp. 406-414 (CD-ROM) (in Russian).

7. Orlova E.A., Orlov Ju.I., Krjuchkov E.A., Komyshnyj V.N., Egorov V.S., Zhmurin V.G., Dvorcevoj V.G., Zagrebaev S.A., Kolosov K.V. Self-organized carbon nitride coating on steel from molten eutectic lead-magnesium, in: Sb. dokl. mezhdunar. nauchno-tehn. konf. «Innovacionnye proekty i tehnologii jadernoj jenergetiki (ISTC NIKIET-2012)» [Proceedings of the ISTC «Innovative products and technology of nuclear power»], 27-29 November 2012. Moscow, JSC «NIKIET» Publ., 2012, pp. 174-182. (in Russian).

#### Authors

Orlova Ekaterina Andreevna, Leading Researcher  
E-mail: eorlova@ippe.ru

Orlov Yurij Ivanovich, Member of Scientific and Technical Board  
E-mail: yuorlov@ippe.ru

Kryuchkov Evgenij Aleksandrovich, Head of Laboratory  
E-mail: ekryuchkov@ippe.ru

Komyshnyj Vladimir Nikolaevich, Head of Laboratory  
E-mail: kvn@ippe.ru

Zhmurin Victor Grigor'evich, Leading Engineer  
E-mail: eorlova@ippe.ru

Zagrebaev Sergey Anatol'evich, Junior Researcher  
E-mail: eorlova@ippe.ru

Kotovskij Nicolaj Alekseevich, Senior Researcher  
E-mail: ekryuchkov@ippe.ru

Dvorcevoj Victor Gennad'evich, Engineer  
E-mail: ekryuchkov@ippe.ru

# РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРИЧИН ОБРАЗОВАНИЯ СЕТКИ ТРЕЩИН В РАЙОНЕ ВЕРХНЕЙ ТРУБНОЙ ДОСКИ ТЕПЛООБМЕННИКА РЕАКТОРА БН-600

**О.Ю. Виленский, А.Н. Крылов, С.Л. Осипов, Д.Л. Осетров,  
С.А. Рогожкин, Б.З. Марголин\*, О.Ю. Прокошев\*, М.Л. Поздняков\*,  
А.Г. Гуленко\***

**ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африканто-ва». 603074, Россия, Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15.**

**\* ФГУП Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов «Прометей». 191015, Россия, Санкт-Петербург, Шпалерная ул., д. 49.**



Для обследования состояния и обоснования продления срока эксплуатации до 45-ти лет промежуточных теплообменников (ПТО) «натрий-натрий» реакторной установки БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС (БАЭС) в апреле 2006 г. один из шести теплообменников был извлечен из реактора. Результаты исследований показали наличие трещин на наружной поверхности верхней трубной доски (ВТД) и примыкающей к ней обечайки с максимальной глубиной до 7 мм. Для прогнозирования долговечности металла, подверженного значительному старению, возникла необходимость в верификации существующей зависимости порогового размаха коэффициента интенсивности напряжений для стали 10Х18Н9. В связи с этим были выполнены соответствующие испытания образцов двух элементов конструкции ПТО: ВТД и блока защиты. Для выявления механизмов разрушения было проведено фрактографическое изучение поверхности трещин, обнаруженных в трубной доске и полученных на образцах. На базе проведенных исследований сделан вывод, что механизм разрушения для трещин, выявленных в трубной доске, идентичен механизму, полученному в испытанных образцах. В обоих случаях преобладает межзеренное разрушение, характерное при уровне нагружения материала, свидетельствующем о прекращении роста трещин. Данный результат позволяет говорить о зарождении и распространении трещин в трубной доске ПТО в области многоцикловой усталости при невысоком уровне размахов деформаций и коэффициента интенсивности напряжений. Анализ причин образования трещин показал, что они могли образоваться в результате воздействия пульсаций температур, вызванных смещением разнотемпературных потоков натрия, поступающего на вход ПТО и из системы охлаждения корпуса реактора. По результатам расчетного анализа для всех рассмотренных условий термопульсаций и сечений развития трещин выполняется условие герметичности ВТД и обечайки выходной камеры ПТО, разделяющих первый и второй контуры теплоносителя. Расчетно-экспериментальные исследования подтвердили, что наличие этих трещин не ограничивает возможность продления срока эксплуатации ПТО реакторной установки БН-600 до 45-ти лет.

© **О.Ю. Виленский, А.Н. Крылов, С.Л. Осипов, Д.Л. Осетров, С.А. Рогожкин,  
Б.З. Марголин, О.Ю. Прокошев, М.Л. Поздняков, А.Г. Гуленко, 2015**

**Ключевые слова:** БН-600, промежуточный теплообменник, расчетно-экспериментальные исследования, пульсации температур, напряженно-деформированное состояние, коэффициент интенсивности напряжений, многоцикловая усталость, ползучесть, трещины.

## ВВЕДЕНИЕ

Промежуточные теплообменники (ПТО) «натрий-натрий» эксплуатируются в составе реакторной установки БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС (БАЭС) с 1980 г. Назначенный срок их службы составлял 30 лет и истекал в 2010 г. ПТО работают в условиях высоких температур в диапазоне 367 – 550°C по первому контуру и в диапазоне 328 – 518°C по второму контуру при слабом воздействии нейтронного облучения. Основным фактором, влияющим на накопление повреждений, является циклическое воздействие нагрузок на теплообменник, которое формируется из сочетания режимов пуска, работы на энергетическом уровне мощности и останова (планового и со срабатыванием быстрой аварийной защиты).

Теплообменники изготовлены из austenитной стали 10X18H9. С целью обследования состояния ПТО, получения экспериментальных данных по изменению механических характеристик конструкционного материала и обоснования возможности продления срока службы эксплуатируемых ПТО до 45-ти лет в апреле 2006 г. один из шести теплообменников был извлечен из реактора БН-600. Методами неразрушающего контроля на наружной поверхности верхней трубной доски и примыкающей к ней обечайке были обнаружены сетки трещин [1]. Глубина основных трещин составляла от 4 до 7 мм с раскрытием от 50 до 130 мкм. Целью работы является представление результатов исследования причин образования трещин и оценки возможности продления срока эксплуатации ПТО до 45-ти лет. Расчетные исследования проводились с использованием программного комплекса ANSYS.

## РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ВТД ТЕПЛООБМЕННИКА

В качестве основной гипотезы образования и развития трещин предложено усталостное повреждение в результате многоцикловых термоциклических нагрузений, обусловленных перетеканием холодного и горячего натрия [2].

Для оценки сопротивления материалов развитию трещин при циклическом нагружении используются расчетные методы, созданные в рамках линейной механики разрушения [3,4]. При подтверждении усталостного механизма зарождения трещины необходимо определить пороговое значение  $\Delta K_{th}$  (пороговый размах коэффициента интенсивности напряжений), ниже которого развитие трещины отсутствует. Знание  $\Delta K_{th}$  и напряженно-деформированного состояния (НДС) позволяет ответить на вопросы, будут ли обнаруженные трещины развиваться и можно ли обеспечить продление срока службы ПТО при многоциклическом нагружении.

Металлографические и фрактографические исследования трещин показали, что их распространение происходило по смешанному механизму со значительной долей межзеренного разрушения в основном металле.

Для прогнозирования долговечности металла, подверженного значительному старению, необходимо знать для этого материала зависимость  $\Delta K_{th}(R, T)$ , где  $R$  – коэффициент асимметрии цикла нагружения;  $T$  – температура, °C. Согласно нормативной документации [5], зависимость  $\Delta K_{th}(R, T)$  имеет следующий вид

$$\Delta K_{th} = \Delta K_{th}^0 \cdot (1 - 0,7R), \quad (1)$$

где  $\Delta K_{th}^0 = \Delta K_{th}$  при  $R = 0$ .

При  $T \leq 450^\circ\text{C}$  значение  $\Delta K_{th}^0 = 6,5 \text{ МПа}\cdot\text{м}^{1/2}$ ; при  $T > 450^\circ\text{C}$   $\Delta K_{th}^0 = 17 - 0,023 \cdot T, \text{ МПа}\cdot\text{м}^{1/2}$ , где  $T$  – температура в градусах Цельсия.

Зависимость (1) была взята из французского стандарта RCC-MR [6] для аустенитных хромоникелевых сталей. В указанном стандарте не оговаривалось, для какого состояния сталей (в аустенизированном, состаренном, наклепанном) эта зависимость применима и на какой фактической базе данных она была получена.

В связи с изложенным возникла задача по верификации данной зависимости применительно к стали 10X18H9 и анализа влияния старения на  $\Delta K_{th}$ . Для ее решения были проведены соответствующие исследования.

В качестве объекта для исследований была использована сталь 10X18H9 двух элементов конструкций:

- верхней трубной доски ПТО, эксплуатировавшейся при температуре 550°C;
- блока защиты ПТО, эксплуатировавшегося при температуре 520°C.

В течение всего периода эксплуатации материал элементов конструкций подвергался тепловому старению. Для выяснения степени влияния теплового старения на  $\Delta K_{th}$  часть исследуемого материала была подвергнута аустенизации. В результате термообработки устраняются все структурные изменения, вызванные старением, что позволяет рассматривать такой материал в качестве исходного. Затем были проведены испытания и получены значения  $\Delta K_{th}$  на состаренном и аустенизированном металле при трех значениях коэффициента асимметрии цикла и произведена оценка полученных результатов.

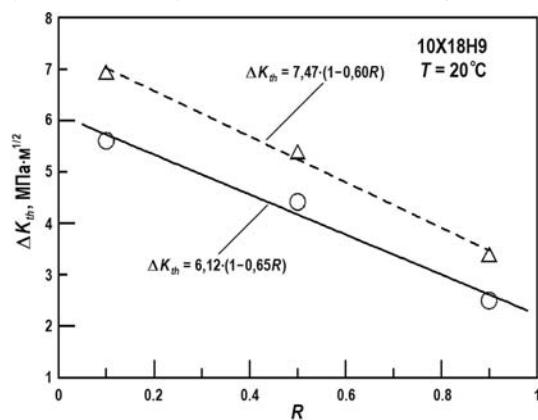


Рис. 1. Зависимость  $\Delta K_{th}(R)$  для стали 10X18H9: о – металл трубной доски после эксплуатации; Δ – металл обечайки блока защиты; – – – – – зависимость для металла обечайки блока защиты; — — — — — зависимость для металла верхней трубной доски

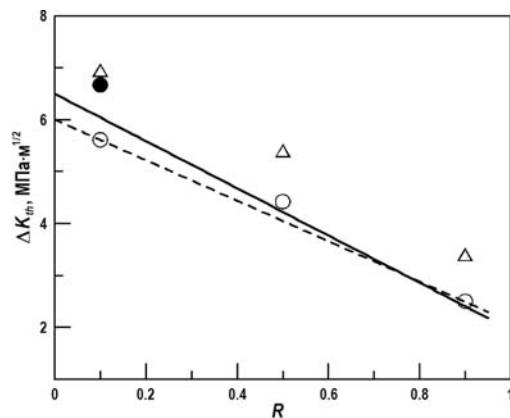


Рис. 2. Нормативная и откорректированная зависимости  $\Delta K_{th}(R)$  для стали 10X18H9: о – металл трубной доски после эксплуатации; ● – металл трубной доски после эксплуатации и аустенизации; Δ – металл обечайки блока защиты; – – – – – откорректированная нормативная кривая; — — — — — нормативная кривая в соответствии с [5]

На рисунке 1 представлены полученные экспериментальные результаты и их обра-

ботка линейной зависимостью вида  $\Delta K_{th} = \Delta K_{th}^0 \cdot (1 - kR)$ , построенной с использованием метода наименьших квадратов. На рисунке 2 для тех же результатов приведена нормативная зависимость в соответствии с [5] и также представлена откорректированная зависимость, учитывающая результаты старения исследуемого материала.

Из полученных результатов следует, что аустенизация металла трубной доски приводит к повышению порогового значения циклической трещиностойкости до уровня  $\Delta K_{th}$ , полученного при испытании материала блока защиты, что свидетельствует о значительном тепловом старении металла трубной доски. Возможно, причинами этого стали более высокая температура эксплуатации металла трубной доски и наличие в ней субструктур, обусловленной технологией изготовления.

Обработка данных по влиянию  $R$  на  $K_{th}$  для металла трубной доски показывает линейный характер зависимости  $K_{th}(R)$  с коэффициентом  $k = 0,65$  и  $0,60$  для металла блока защиты.

Сопоставление полученных данных с [5] показывает, что для состаренного металла трубной доски необходима корректировка расчетной зависимости (1). В этом случае целесообразно использовать нижнюю огибающую имеющихся данных (см. рис. 2), уравнение которой имеет вид

$$(\Delta K_{th})_{\text{старение}} = (\Delta K_{th}^0)_{\text{старение}} \cdot (1 - 0,65R), \quad (2)$$

где  $(\Delta K_{th}^0)_{\text{старение}} = 6 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$  при  $T \leq 450^\circ\text{C}$ .

При определении порогового значения  $\Delta K_{th}^0 = \Delta K_{th}(R = 0)$  при  $450 < T \leq 650^\circ\text{C}$  для состаренного металла предлагается применять линейную зависимость  $\Delta K_{th}^0(T)$  вида

$$\Delta K_{th}^0 = 16,575 - 0,0235 \cdot T, \text{ где } T \text{ в } ^\circ\text{C}.$$

При ее построении использовались значения  $\Delta K_{th}^0(450^\circ\text{C}) = 6 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$ , а также  $\Delta K_{th}^0(650^\circ\text{C}) = 1,3 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$  как самые низкие из имеющихся в литературе данных для нержавеющих аустенитных сталей.

Для выявления механизмов разрушения было проведено фрактографическое изучение поверхности испытанных образцов и трещин, обнаруженных в трубной доске. На базе проведенных исследований сделан вывод, что механизм разрушения для трещин, выявленных в трубной доске, идентичен механизму, полученному в испытанных образцах в области пороговых значений  $\Delta K_{th}$ . В обоих случаях преобладает межзеренное разрушение, характерное при уровне нагружения материала, близком к  $\Delta K_{th}$ , что свидетельствует о прекращении дальнейшего роста трещин. Данный результат позволяет говорить о зарождении и распространении трещин в трубной доске ПТО в области многоцикловой усталости при относительно невысоких уровнях размахов деформаций и коэффициента интенсивности напряжений (КИН).

## АНАЛИЗ ТЕМПЕРАТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ВТД ТЕПЛООБМЕННИКА ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ПУЛЬСАЦИЙ ТЕМПЕРАТУР

Проведенный анализ причин возникновения сетки трещин показал, что они образовались в результате термоциклической нагрузки, вызванной попаданием «холодного» теплоносителя системы охлаждения корпуса реактора (температура  $390^\circ\text{C}$ ) и «горячего» натрия первого контура (температура  $546^\circ\text{C}$ ).

Зарождение и развитие трещин определяются следующими параметрами:

- разностью температур между «горячим» и «холодным» теплоносителем (размахом термопульсаций), равной  $156^\circ\text{C}$ ;
- коэффициентом теплоотдачи от натрия к обечайке, определяемым по известным эмпирическим зависимостям [7] и равным  $4000 \text{ Вт}/\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}$ ;
- частотой пульсаций температур.

Для определения кинетики НДС в районе ВТД с учетом термоциклических нагрузок выполнялся расчет температурного состояния теплообменника.

Зависимость температуры теплоносителя в зоне перемешивания от времени может иметь сложный характер с широким спектром частот от 0,01 до 10 Гц. При решении данной задачи принималось, что температура изменяется по синусоидальному закону:

$$T(\tau) = T_{\text{ср}} + A \cdot \sin(2\pi f\tau), \quad (3)$$

где  $T_{\text{ср}}$  – средняя температура теплоносителя в зоне термопульсаций, среднеарифметическое значение температур «горячего» и «холодного» теплоносителя в зоне смешения;  $A$  – амплитуда колебаний – половина от размаха термопульсаций;  $f$  – частота колебаний, Гц;  $\tau$  – время, с.

Согласно измерениям на работающем энергоблоке БН-600 [8] и исследованиям [9], в верхней камере реактора наиболее характерными являются пульсации температур теплоносителя с частотами в диапазоне от 0,03 до 1 Гц. С точки зрения возможности образования трещин, определяющими являются частоты от 0,1 до 1 Гц. При пульсации температур с частотой ниже 0,1 Гц размах колебаний в материале конструкции остается практически постоянным, однако количество циклов нагружения значительно сокращается. При термопульсациях с частотой в 1 Гц размах колебаний температур в материале значительно ниже, чем при частоте в 0,1 Гц, но количество циклов нагружения в 10 раз больше. Для анализа температурного состояния ПТО были выбраны частоты 0,1; 0,3 и 1 Гц.

На рисунке 3 представлены результаты анализа температурного состояния ПТО в виде зависимости размаха пульсаций температур от толщины обечайки. С увеличением частоты термопульсаций размах колебаний температур уменьшается. При частоте пульсаций температур в 0,1; 0,3 и 1 Гц разность между максимальной и минимальной температурами обечайки в зоне контакта с теплоносителем составляет 56, 35 и 16 °C соответственно. Глубина проникновения термопульсаций с частотами 0,1; 0,3 и 1 Гц составляет 12, 8 и 3 мм соответственно.

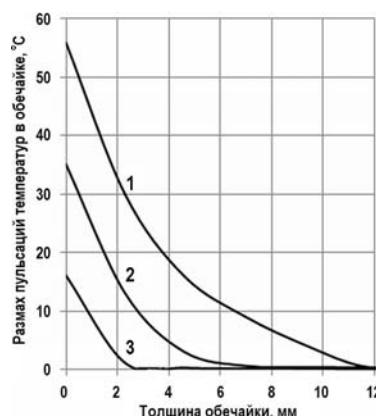


Рис. 3. Результаты анализа температурного состояния в районе ВТД ПТО, полученные по программе ANSYS: 1 – 3 – размах термопульсаций в обечайке в зависимости от толщины при частоте 0,1; 0,3 и 1 Гц соответственно

## АНАЛИЗ ЗАРОЖДЕНИЯ И РАЗВИТИЯ ТРЕЩИН В ВТД ТЕПЛООБМЕННИКА

В процессе длительной эксплуатации при температуре  $T > 450^{\circ}\text{C}$  свойства материала ВТД описываются следующим уравнением ползучести

$$\sigma_{eq} = \{(\varepsilon_{eq}^c)^{1-m_c} / [a_c(1 - m_c)\tau]\}^{1/n_c}, \quad (4)$$

где  $\sigma_{eq}$  – эквивалентное напряжение;  $\varepsilon_{eq}^c$  – эквивалентная деформация ползучести в момент времени  $\tau$ ;  $a_c, n_c, m_c$  – константы ползучести материала.

Результаты расчета НДС, соответствующие температурным распределениям для частоты 0,1 Гц, представлены на рис. 4 в виде изменения за 1000 часов нагрузления эквивалентных деформаций ползучести  $\varepsilon_{eq}^c$  и главных напряжений  $\sigma_1$  для центра зоны термо-

пульсаций (с максимальными эквивалентными напряжениями  $\sigma_{eq}$ ). Как видно из рисунка, за это время происходит значительный рост эквивалентных деформаций ползучести и, соответственно, достаточное снижение растягивающих напряжений (с 280 до ~100 МПа) с переходом к стадии насыщения при эксплуатации более 1000 часов. Растягивающие напряжения  $\sigma_1$  достаточно быстро релаксируют также и для частот 0,3 и 1 Гц.

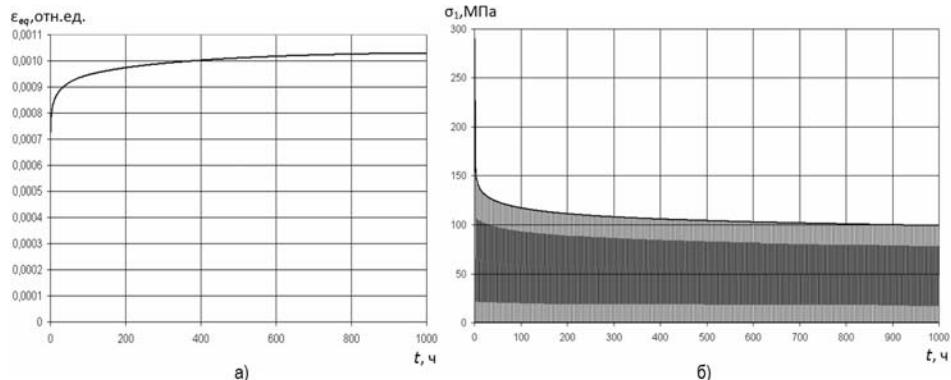


Рис. 4. Изменение деформаций ползучести  $\varepsilon_{eq}^c$  (а) и главных напряжений  $\sigma_1$  (б) в центральной зоне термопульсаций для 0,1 Гц

Оценки циклической и длительной статической поврежденности (возможности зарождения трещин по механизмам усталости и ползучести) в зоне термопульсаций ПТО проведены по результатам анализа НДС с использованием нормативных кривых усталости и длительной прочности из [5]. Результаты оценок минимально возможного времени зарождения трещин в районе ВТД извлеченного ПТО реактора БН-600 для различных условий термопульсаций представлены в табл. 1.

Таблица 1

#### Результаты оценок минимально возможного времени зарождения трещин

Параметр	Частота пульсаций, Гц		
	0,1	0,3	1
Изменение температуры на поверхности в центре пятна (холодная/горячая волны Na), °С	446/502	458/493	466/482
Эквивалентный размах деформаций в цикле $\Delta\varepsilon_{eq}$ , %	0,132	0,0785	0,041
Скорость деформирования в цикле $\xi_{цикл}$ , $\text{ч}^{-1}$	1	1,7	3
Допускаемое число циклов до зарождения трещины, $N_f$	$4 \cdot 10^5$	$4 \cdot 10^7$	$> 10^{10}$
Число циклов термопульсаций за 26 лет эксплуатации, $N$	$6,13 \cdot 10^7$	$1,84 \cdot 10^8$	$6,13 \cdot 10^8$
Расчетное повреждение за счет усталости за 26 лет, $D_N = N/N_f$	153	4,6	<0,06
Минимально возможное время до зарождения трещин $t_{min}$ , лет	0,17	5,6	Трещин нет

Следует отметить, что фактическое число циклов и, соответственно, время до зарождения усталостных трещин может быть значительно выше расчетных значений, т.к. нормативные кривые усталости имеют значительные коэффициенты запаса по размаху деформаций  $n_e = 2$  и числу циклов  $n_N = 10$  по сравнению с усредненными значениями.

Для уточненного расчета времени до зарождения трещины  $t_f$  за счет ползучести использовалась аппроксимирующая зависимость

$$t_f = \exp[5,039(7,4017 - \ln(\sigma_{cr})], \quad (5)$$

где  $\sigma_{cr}$  – эквивалентное истинное напряжение в момент разрушения при ползучести (длительная прочность).

Консервативно принимая в цикле для 1000 часов нагружения максимальное значение ( $\sigma_{eq_i}$ ) =  $\sigma_{cr} = 85$  МПа (для 0,1 Гц), как для всей длительности нагружения, за  $t = 170000$  часов (за 26 лет), получим повреждение за счет ползучести  $D_\tau = t/t_f = 0,057$ , что незначительно. Для размахов термопульсаций, соответствующих частоте 0,3 Гц, повреждение за счет ползучести будет еще меньше.

Для расчета развития трещин в элементе ПТО использовалась методика [5, 10], в которой представлена процедура роста постулируемого дефекта с учетом условий нагружения. При этом постулируемый дефект располагался в элементе таким образом, чтобы трешина развивалась наиболее быстро от действия нагружающих факторов.

Для оценки скорости роста трещины при циклическом деформировании использовалась формула [5]

$$\begin{cases} \frac{da}{dN} = C_f \left[ \frac{\Delta K}{(1-R)^{0.25}} \right]^{n_f}, & \text{при } \Delta K > \Delta K_{th}(R, T) \\ \frac{dl}{dN} = 0, & \text{при } \Delta K \leq \Delta K_{th}(R, T) \end{cases}, \quad (6)$$

где  $a$  – длина трещины;  $N$  – количество циклов нагружения;  $\Delta K$  – размах коэффициента интенсивности напряжений (КИН) в цикле;  $R$  – коэффициент асимметрии цикла;  $C_f, n_f$  – константы материала.

Расчетные оценки скорости подроста трещин при циклическом нагружении для всех рассмотренных условий термопульсаций показали, что максимальная скорость подроста трещины происходит при ее расчетной начальной глубине 2 мм. По мере роста трещины в глубь сечения ее скорость нелинейно снижается за счет уменьшения  $\Delta K$  ( $R$  при этом увеличивается). Но даже при таком снижении скорости роста трещина могла бы прорости до сквозной при существующем многоцикловом нагружении за 26 лет эксплуатации. Ограничителем роста трещины служит пороговый размах КИН —  $\Delta K_{th}$ , при снижении до которого прекращается циклический рост трещины. Максимальная глубина трещины может быть рассчитана из уравнения

$$\Delta K = \Delta K_{th}(R), \quad (7)$$

где  $\Delta K$  зависит от глубины трещины, соотношения ее полуосей, а также уровня и характера нагружения (в данном случае – от частоты термопульсаций).

Оценки максимальной глубины трещин для температурного состояния, соответствующего частоте пульсаций 0,1 Гц, дают значительно завышенные результаты: по сравнению с фактическим размером, не превышающим 7 мм, 35 – 38,5 мм для верхней трубной доски и 14 мм для обечайки выходной камеры.

Максимальная расчетная глубина трещин для температурного состояния, соответствующего частоте пульсаций 0,3 Гц, составляет 10,5 – 11 мм для верхней зоны трубной доски и 6,5 мм для обечайки выходной камеры. Эти величины близки к фактической наибольшей глубине трещин, обнаруженных в зоне термопульсаций ВТД ПТО, что позволяет считать частоту 0,3 Гц условной эффективной частотой термопульсаций.

Тем не менее, для всех рассмотренных условий термопульсаций и сечений развития трещин условие герметичности зоны ВТД (толщина – 63 мм) и обечайки выходной камеры (толщина – 39 мм) ПТО, разделяющих первый и второй контуры теплоносителя, выполняется.

Как показали фрактографические исследования изломов образцов, изготовленных из металла верхней трубной доски 5ПТО-А РУ БН-600 и испытанных на циклическую трещиностойкость, межзеренному разрушению соответствовали размахи КИН  $\Delta K < 10$  МПа·м $^{1/2}$ , что соответствует размахам термопульсаций с частотой  $\sim 0,3$  Гц ( $\Delta K = 7 - 8$  МПа·м $^{1/2}$ ). При значениях  $\Delta K \geq 10$  МПа·м $^{1/2}$  рельеф трещин в образцах

отвечал протеканию преимущественно сдвиговых процессов, что соответствует размаях термопульсаций с частотой  $\sim 0,1$  Гц ( $\Delta K = 13 - 15$  МПа·м $^{1/2}$ ).

Таким образом, учитывая определенные значения  $\Delta K_{th}$ , частота 0,3 Гц соответствует фактическим глубинам трещин, развивающихся по межзеренному механизму, вплоть до остановки их роста.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетно-экспериментальные исследования механизма зарождения трещин в районе ВТД ПТО реактора БН-600 показали, что трещины зародились за счет многоцикловой усталости, а влияние ползучести практически отсутствовало.

Результаты численных оценок развития трещин при частоте пульсаций 0,3 Гц наиболее соответствуют фактическим глубинам трещин, распространяющихся по межзеренному механизму, вплоть до остановки их развития. Минимальное расчетное время до зарождения трещин при этом составило 5,6 лет. При размахах температур, соответствующих более высоким частотам пульсаций, зарождение трещин маловероятно.

Для всех рассмотренных условий термопульсаций и сечений развития трещин выполняется условие герметичности ВТД и обечайки выходной камеры ПТО, разделяющих первый и второй контуры теплоносителя.

Таким образом, выполненные исследования подтвердили, что возникновение трещин, обнаруженных в ВТД, обусловлено температурными пульсациями, и показали, что наличие этих трещин не ограничивает возможность продления срока эксплуатации ПТО реактора БН-600 до 45-ти лет.

## Литература

1. Васильев Б.А., Тимофеев А.В., Любимов М.А., Гладков В.В., Кайдалов В.Б. Обеспечение работоспособности заменяемого оборудования реакторной установки при продлении срока эксплуатации энергоблока БН-600 до 45-ти лет // Ядерная энергетика. – 2011. – №1. С. 44-54.
2. Ohshima H., Muramatsu T., Kobayashi J., Yamaguchi A. Current status of studies on temperature fluctuation phenomena in LMFRS/ Specialists' meeting on «Correlation between material properties and thermohydraulics condition in LMFRs» (Provence, France 22-24 november 1994).
3. Броек Д. Основы механики разрушения. – М.: Высшая школа, 1980. – 368 с.
4. Номм Дж./ Основы механики разрушения. – М.: Металлургия, 1978. – 256 с.
5. РД Э0 1.1.2.09.0714-2007. Методика расчета прочности основных элементов реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Концерн «Росэнергоатом», 2007.
6. RCC-MR Design and construction rules for mechanical components of FBR Nuclear Islands. AFCEN, 2002.
7. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. – М.: Атомиздат, 1976. – 328с.
8. Sobolev V.A., Kuzavkov N.G. Identification of places with fluid temperature fluctuation in BN-600 reactor and reactor system / Specialists' meeting on «Correlation between material properties and thermohydraulics condition in LMFRs» (Provence, France 22-24 november 1994).
9. Chellapandi P., Chetal S.C., Baldev Raj. Thermal Striping limits for components cooled fast spectrum reactors // Nuclear Engineering and Design. 2009. PP. 2754-2765.
10. Методические рекомендации МР 125-02-95. Правила составления расчетных схем и определение параметров нагруженности элементов конструкций с выявленными дефектами. – М.: НПО ЦНИИТМАШ, НИКИЭТ, 1995.

Поступила в редакцию 15.10.2014 г.

## Авторы

Виленский Олег Юрьевич, заместитель начальника подразделения, канд. техн. наук  
E-mail: silaev@okbm.nnov.ru

Крылов Алексей Николаевич, инженер-конструктор

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

Осетров Дмитрий Львович, инженер-конструктор

Рогожкин Сергей Александрович, заместитель начальника подразделения

E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

Марголин Борис Захарович, заместитель начальника НПК, начальник лаборатории, доктор техн. наук, профессор

E-mail: margolinbz@yandex.ru

Прокошев Олег Юрьевич, старший научный сотрудник, канд. техн. наук

Поздняков Максим Леонидович, ведущий инженер

Гуленко Александр Георгиевич, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук

UDC 621.039.5:539.4 БН

## **COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL STUDIES ON THE CAUSES OF CRACK NETWORK FORMATION IN THE AREA OF THE HEAT EXCHANGER TUBE SHEET IN THE BN-600 REACTOR**

Vilenskij O.Yu. , Krylov A.N., Osipov S.L., Osetrov D.L., Rogozhkin S.A.

Margolin B.Z. \*, Prokoshev O.Yu. \*, Pozdnyakov M.L. \*, Gulenko A.G.\*

Joint Stock Company «Afrikantov OKB Mechanical Engineering».

15, Burnakovsky proezd, Nizhny Novgorod, 603074 Russia

\* Federal State Unitary Enterprise Central Research Institute of Structural Materials «Prometey». 49, Shpalernaya St., Saint Petersburg, 191015 Russia

### **ABSTRACT**

In order to examine the condition of intermediate sodium-to-sodium heat exchangers (IHX) and to substantiate their operation life extension to 45 years in the BN-600 reactor plant at Beloyarsk NPP Unit 3, one of the six heat exchangers was removed from the reactor in April 2006. Results of inspection showed that there were cracks 7 mm deep maximum on the outer surface of the upper tubesheet and adjacent shell. To predict durability of substantially fatigued metal, a need arose to verify the existing relationship for the threshold stress intensity factor range for the 10Cr18Ni9 steel. To this end, respective testing was conducted on specimens of two structural elements in the IHX – upper tubesheet and protection block. To identify failure mechanisms, fractographic studies were performed on the surface of cracks detected in the tubesheet and made in the specimens. Based upon the studies, a conclusion was made that the failure mechanism for cracks detected on the tubesheet was identical to the mechanism generated in the test specimens. In both the cases, the intergranular failure prevailed that is typical for the material loading level testifying to termination of the crack growth. This result makes it possible to speak about crack initiation and propagation in the IHX tubesheet in the high-cycle fatigue region at a low-level strain ranges and stress intensity factor ranges. An analysis of causes of crack formation showed that the cracks could have formed as a result of the temperature pulsation effect produced by mixing of sodium flows having different temperatures – sodium entering the IHX inlet and sodium coming from the reactor vessel cooling system. Based upon computational analysis results, for all thermal pulsation conditions and crack propagation cross-sections under consideration, the leak-tightness condition is met for the upper tubesheet and IHX outlet chamber shell that divide the primary and secondary coolant circuits. The computational and experimental studies have proved that presence of these cracks does not limit the possibility of service life extension to 45 years for the IHX in the BN-600 reactor plant.

**Key words:** BN-600, intermediate heat exchanger, computational and experimental studies, temperature pulsations, stress strained state, stress intensity factor, multi-cycle fatigue, creep, cracks.

#### REFERENCES

1. Vasil'yev, B.A., Timofeev, A.V., Lyubimov, M.A., Gladkov, V.V., Kaydalov, V.B. *Obespechenie rabotosposobnosti zamenyaemogo oborudovaniya reaktornoj ustanovki pri prodlenii sroka e'kspluatacii e'nergobloka BN-600 do 45-ti let.* [Ensuring Operability of Reactor Plant Replaceable Equipment while Extending the Service Life of the BN-600 Power Unit to 45 years]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2011, no. 1, pp. 44-54 (in Russian).
2. Ohshima H., Muramatsu T., Kobayashi J., Yamaguchi A. Current status of studies on temperature fluctuation phenomena in LMFRS/Specialists' meeting on «Correlation between material properties and thermohydraulics condition in LMFRs» (Provence, France 22-24 november 1994).
3. Broek D. *Osnovy mehaniki razrushenij.* [Elementary Engineering Fracture Mechanics]. Moscow. High school, 1980 (in Russian).
4. Knott J.F. *Osnovy mehaniki razrushenij.* [Elementary Engineering Fracture Mechanics]. Moscow. Metallurgy., 1978 (in Russian).
5. RD E0 1.1.2.09.0714-2007 *Metodika rascheta prochnosti osnovnyx e'lementov reaktornyx ustanovok na bystryx nejtronax s natrievym teplonositel'm.* [Strength Analysis Method for Main Elements of Sodium-Cooled Fast Reactor Plants]. Rosenergoatom Concern Publ., 2007 (in Russian).
6. RCC-MR Design and construction rules for mechanical components of FBR Nuclear Islands. AFCEN, 2002.
7. Borishanskij V.M., Kutateladze S.S., Novikov I.I., Fedynsky O.S. *Zhidkometallicheskie teplonositeli* [Liquid Metal Coolants]. Moscow, Atomizdat Publ., 1976 (in Russian).
8. Sobolev V.A., Kuzakov, N.G. Identification of places with fluid temperature fluctuation in BN-600 reactor and reactor system. Specialists' meeting on «Correlation between material properties and thermohydraulics condition in LMFRs» (Provence, France 22-24 November 1994).
9. Chellapandi P., Chetal S.C., Baldev Raj. Thermal Striping limits for components cooled fast spectrum reactors. *Nuclear Engineering and Design.* 2009, pp. 2754-2765.
10. *Metodicheskie rekomeniacii MR 125-02-95. Pravila sostavleniya raschetnyx schem i opredelenie parametrov nagruzhennosti elementov konstrukcij s vyyavленными defektami.* [Methodical Recommendations MR 125-02-95 Regulations for Generating Computational Schemes and Determining Loading Parameters for Structural Elements with Defects Identified]. Moscow, SPA CNIITMASH, NIKIET Publ., 1995 (in Russian).

#### Authors

Vilenskij Oleg Yur'evich, Deputy Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: silaev@okbm.nnov.ru

Krylov Alexey Nikolaevich, Design Engineer

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

Osetrov Dmitry Lvovich, Design Engineer

Rogozhkin Sergey Aleksandrovich, Deputy Head of Department  
E-mail: birbraer@okbm.nnov.ru

Margolin Boris Zaharovich, Deputy Head of Research and Production Complex,  
Head of Laboratory, Professor, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: margolinbz@yandex.ru

Prokoshev Oleg Yur'evich, Senior Scientist, Cand. Sci. (Engineering)

Pozdnyakov Maksim Leonidovich, Lead Engineer

Gulenko Alexandr Georgievich, Lead Scientist, Cand. Sci. (Engineering)

# РАСПУХАНИЕ НАПРАВЛЯЮЩИХ ГИЛЬЗ СТЕРЖНЕЙ СУЗ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В НЕОДНОРОДНЫХ ТЕМПЕРАТУРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЯХ

С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев, Ф.А. Гарнер\*

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1

\* Фирма «Консультации по влиянию облучения», Ричланд, штат Вашингтон,  
США



Исследовались формаизменение и распускание направляющих гильз стержней СУЗ реакторов БН-350 и БОР-60 после отработки ими заданного ресурса. Измерение диаметра гильзы ТК реактора БН-350 по высоте А3 после облучения проводилось в двух взаимно перпендикулярных положениях через 50 – 100 мм с точностью 0,1 мм. Размер гильзы А3 реактора БОР-60 в различных сечениях по высоте А3 замерялся по ребрам и посередине грани. Распускание материала гильз измерялось методом гидростатического взвешивания.

Исследования показали, что облучение направляющей гильзы стержня температурной компенсации (ТК) в реакторе БН-350 до максимальной повреждающей дозы 65 сна приводит к ее значительному искривлению (максимальная стрела прогиба 15 мм) и изменению диаметра. В районе центра А3 в одном из направлений наблюдалось увеличение размера гильзы на 6%, а в перпендикулярном направлении – уменьшение размера на 2.4%.

Облучение направляющей гильзы стержня аварийной защиты (А3) реактора БОР-60 до максимальной дозы 120 сна приводит к значительному увеличению размера шестигранной трубы по ребрам и уменьшению размера шестигранника посередине грани.

Деформация направляющих гильз стержней СУЗ происходит в результате неоднородного распускания материала гильз (аустенитных нержавеющих сталей ЭП-150 и X18H9) по высоте, периметру и толщине стенки. Градиент распускания приводит к появлению в материале гильзы значительных внутренних напряжений, под действием которых в результате радиационной ползучести уменьшаются ее исходные размеры. Высокий уровень остаточных напряжений в сочетании с полным охрупчиванием может приводить к разрушению гильзы даже в отсутствие внешних нагрузок.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, распускание, радиационная ползучесть, гильзы СУЗ, градиент температуры, повреждающая доза.

## ВВЕДЕНИЕ

Явление вакансационного распускания было открыто при исследовании оболочек твэлов реактора DFR [1]. В течение сравнительно короткого времени были определены основные закономерности этого явления [2, 3]. В частности, было установлено, что

© С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев, Ф.А. Гарнер, 2015

распускание наблюдается в определенном температурном диапазоне с максимумом при промежуточной температуре, а основными факторами, определяющими величину распускания, являются температура облучения и флюенс нейтронов или повреждающая доза. Любой конструктивный элемент активной зоны быстрого реактора эксплуатируется в пространственно неоднородных температурных и радиационных полях. Так, например, флюенс нейтронов изменяется по высоте и радиусу активной зоны, температура облучения также изменяется по высоте активной зоны, по поперечному сечению твэла или ТВС и т.д. Уже в самом начале исследования твэлов реактора БР-5 была установлена окружная неравномерность распускания оболочек периферийных твэлов ТВС, связанная с изменением температуры по их периметру [4]. Такая неравномерность распускания приводит к изгибу периферийных твэлов и появлению дополнительных напряжений в оболочке [5]. Градиент температуры по толщине стенки оболочки твэла вызывает появление соответствующего градиента распускания и, как следствие, возникновение на поверхности оболочки твэлов напряжений различных знаков [6, 7]. Изменение распускания по длине и периметру шестиугольных чехлов ТВС, вызванное градиентами температуры и дозы, приводит к существенному искажению первоначальной формы ТВС, что значительно осложняет обращение с ними после облучения [8].

## МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ

Исследовались направляющие гильзы стержня температурной компенсации (ТК) реактора БН-350 и аварийной защиты (А3) реактора БОР-60. Гильза ТК представляет собой цилиндрическую трубу с наружным диаметром 84 мм и толщиной стенки 4 мм. В верхней части трубы на наружной ее части выполнен шестиугольник для дистанционирования с окружающим ТВС. Нижний хвостовик имеет выступы для байонетного крепления в гнездах напорных коллекторов и дроссельное устройство для обеспечения требуемого расхода теплоносителя через стержень СУЗ. Для исследования в горячую лабораторию ГНЦ РФ-ФЭИ поступила часть цилиндрической трубы длиной 1 м, находящаяся в активной зоне. Гильза ТК была изготовлена из высоконикелевого сплава ЭП-150 (04Х15Н35М2БТЮР), химический состав которого приведен в табл. 1.

Таблица 1

### Химический состав высоконикелевого сплава ЭП-150, % вес [9]

C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb	Ti	Al	B	Ce	S	P
≤0,10	≤0,8	≤0,7	15,0–17,0	34–38	2,0–2,5	0,9–1,3	0,7–1,1	0,9–1,3	≤0,004	≤0,02	≤0,02	≤0,025

Гильза аварийной защиты (А3) реактора БОР-60 представляла собой изготовленную из стали Х18Н9 шестиугольную трубу размером под ключ 44 мм и внутренним цилиндрическим отверстием диаметром 42 мм. Химический состав стали Х18Н9 дан в табл. 2.

Таблица 2

### Химический состав стали Х18Н9, % вес [10]

C	Si	Mn	S	P	Cr	Ni	Cu	Ti	Fe
≤0,10	≤0,80	≤2,0	≤0,02	≤0,025	17,0–19,0	8,0–10,0	≤0,30	≤0,1	Основа

Облучение гильзы ТК происходило в третьем ряду активной зоны реактора БН-350 в течение 370,3 эфф. сут. Максимальный флюенс нейтронов за время облучения составил  $1,52 \cdot 10^{23}$  нейтр./см<sup>2</sup> ( $E > 0,1$  МэВ), что соответствует повреждающей дозе 65 сна. По высоте активной зоны температура гильзы ТК менялась от 285 до 420°C.

Гильза А3 эксплуатировалась в реакторе БОР-60 до максимального флюенса нейтронов  $2,3 \cdot 10^{23}$  нейтр./см<sup>2</sup> ( $E > 0,1$  МэВ), что соответствует повреждающей дозе 120 сна. Температура гильзы при этом менялась от 350 до 455°C.

Измерение диаметра гильзы ТК реактора БН-350 по высоте А3 после облучения проводилось в двух взаимно перпендикулярных положениях через 50 – 100 мм с точностью 0,1 мм. Измерение размера гильзы А3 реактора БОР-60 в различных сечениях по высоте А3 проводилось по ребрам и посередине граней. Для измерения распускания материала гильзы ТК реактора БН-350 методом гидростатического взвешивания в пяти сечениях по высоте активной зоны были вырезаны образцы размером 55×10×4 мм. Схема вырезки и нумерация образцов приведена на рис. 1.

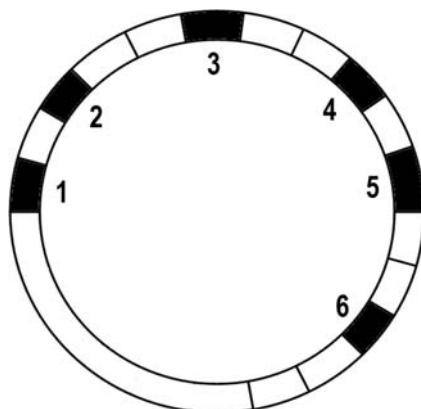


Рис. 1. Схема вырезки образцов для измерения плотности гильзы ТК реактора БН-350

Измерение плотности материала гильзы А3 реактора БОР-60 проводилось на образцах весом 3 – 5 г, вырезанных из углов и середины граней. В качестве эталонов использовались образцы, вырезанные из необлученной части гильзы.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

### Гильза ТК реактора БН-350

При визуальном осмотре гильзы было установлено, что в районе активной зоны она имела значительное искривление и увеличение диаметра (рис. 2). Стрела прогиба гильзы на этом участке достигала 12 – 15 мм.

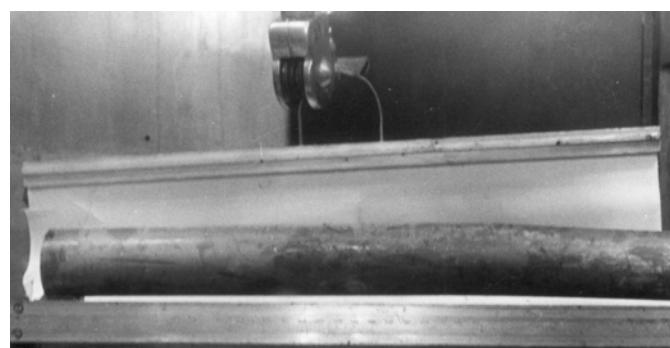


Рис. 2. Внешний вид части гильзы ТК реактора БН-350

Измерение диаметра гильзы ТК (рис. 3) показало, что в результате облучения произошло значительное изменение ее геометрии. При исходном диаметре гильзы, равном 84 мм, диаметр облученной гильзы в одном из направлений измерений в районе центра А3 достигает 89 мм. При этом в перпендикулярном направлении на участке гильзы от – 250 до 50 мм от центра А3 ее диаметр ниже исходного (82 мм на расстоянии 100 мм ниже центра А3).

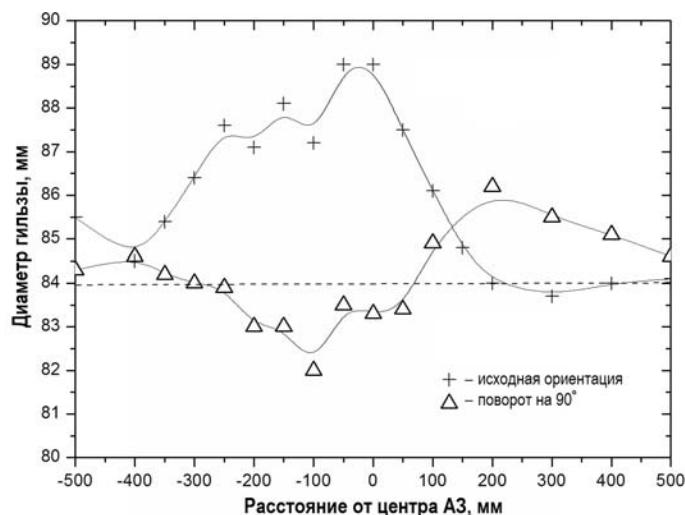


Рис. 3. Изменение диаметра гильзы ТК в двух взаимно перпендикулярных направлениях

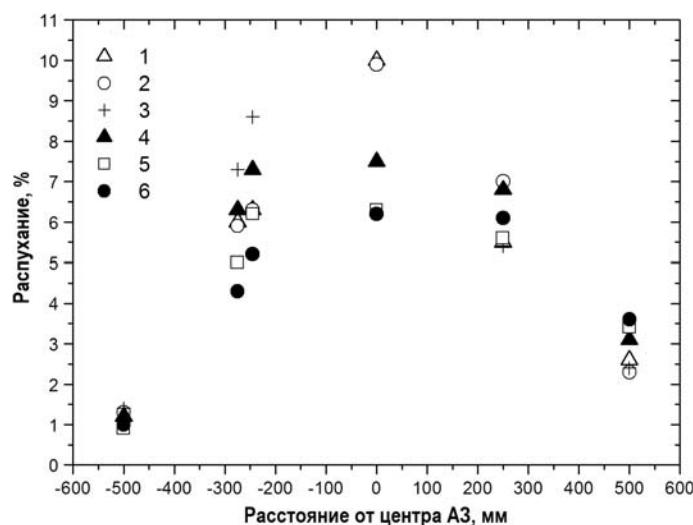


Рис. 4. Изменение распухания гильзы ТК по высоте и периметру, измеренное методом гидростатического взвешивания. Нумерация образцов соответствует рис. 1

Таблица 3

**Распухание (%) материала гильзы ТК реактора БН-350, измеренное методом гидростатического взвешивания**

№ сечения	Расстояние от центра АЗ, мм	Положение образцов по периметру (см. рис. 1)					
		1	2	3	4	5	6
I	500	2,6	2,3	2,5	3,1	3,4	3,6
II	250	5,5	7,0	5,4	6,8	5,6	6,1
III	0	10,0	9,9	-	7,5	6,3	6,2
IV	-245	6,3	6,3	8,6	7,3	6,2	5,2
IV <sup>a</sup>	-275	6,0	5,9	7,3	6,3	5,0	4,3
V	-500	-	1,3	1,4	1,2	0,9	1,0

Данные по распуханию материала гильзы ТК, полученные при измерении плотности методом гидростатического взвешивания, приведены на рис. 4 и в табл. 3, откуда следует, что распухание стали ЭП-150 значительно изменяется как по высоте, так и по периметру гильзы. Максимум распухания (10 %) наблюдается в центре А3 ( $T_{обл.} = 350^{\circ}\text{C}$ , доза 65 сна), в верхнем и нижнем сечениях гильзы распухание материала не превышает 3,6 и 1,4 % соответственно. При этом наблюдается значительное изменение распухания по периметру гильзы. Например, в поперечном сечении гильзы в центральной плоскости А3 величина распухания изменяется от 6,2 до 10 %. В других исследованных сечениях, за исключением самого нижнего, также наблюдался достаточно заметный градиент распухания по периметру гильзы.

#### Гильза А3 реактора БОР-60

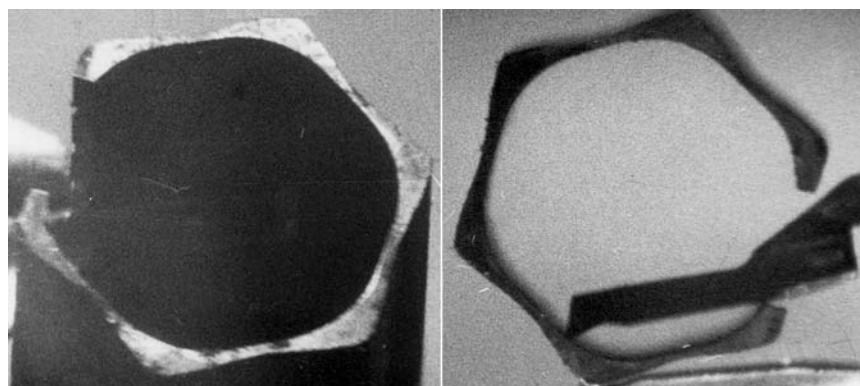


Рис. 5. Внешний вид поперечных сечений гильзы А3 после облучения в реакторе БОР-60

Внешний осмотр гильзы А3 реактора БОР-60 после облучения показал, что шестигранник в той части гильзы, которая находилась в активной зоне реактора, был подвержен заметному формоизменению, в частности, явно заметен прогиб граней шестигранника внутрь (рис. 5). Результат осмотра подтверждается данными измерения линейных размеров гильзы (рис. 6).

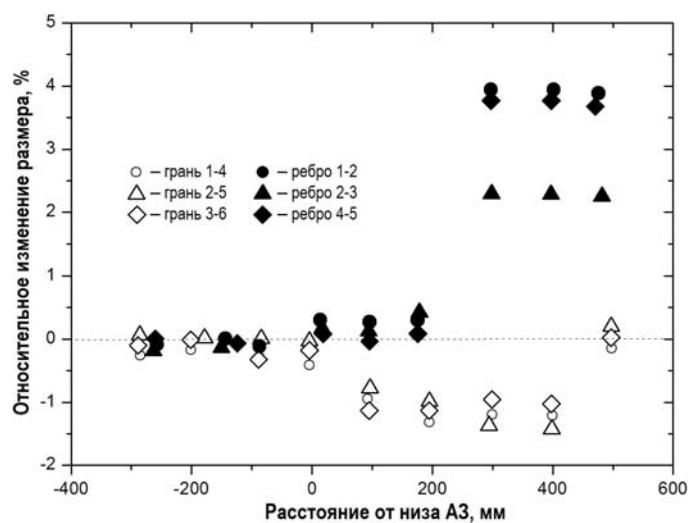


Рис. 6. Изменение относительных линейных размеров по длине гильзы А3 реактора БОР-60 по граням и ребрам

Из рисунка видно, что максимальное увеличение размера гильзы по ребрам наблюдалось на расстоянии 400 мм от низа А3 и достигало 4 %. Измерения размеров шестигранника посередине ребер показали, что на участке гильзы от 0 до 400 мм от

низа А3 они ниже исходного.

**Таблица 4**  
**Результаты определения плотности материала гильзы А3 реактора БОР-60**

Расстояние от низа А3, мм	Температура облучения, °C	Флюенс нейтронов, н/см <sup>2</sup> ( $E > 0,1$ МэВ)	Изменение плотности, %		
			По ребру 1-2	По грани 2	По ребру 2-3
-480	350	$0,1 \cdot 10^{23}$	-	0,2	-
0	350	$1,7 \cdot 10^{23}$	-	0,2	-
50	365	$1,95 \cdot 10^{23}$	-	-0,5	-
100	380	$2,17 \cdot 10^{23}$	-	-0,6	-
150	395	$2,31 \cdot 10^{23}$	-4,8	-0,9	-2,9
200	410	$2,34 \cdot 10^{23}$	-	-4,8	-
250	425	$2,31 \cdot 10^{23}$	-9,3	-5,5	-11,6
300	440	$2,17 \cdot 10^{23}$	-	-6,0	-
350	455	$1,97 \cdot 10^{23}$	-0,9	-5,8	-8,5

В таблице 4 даны результаты определения распухания материала гильзы А3 методом гидростатического взвешивания. Из данных таблицы следует, что максимальное распухание стали X18H9 наблюдалось в сечении гильзы на расстоянии 250 мм от низа А3, причем распухание материала гильзы в углах шестигранника приблизительно в два раза выше, чем в середине грани. В другом исследованном сечении гильзы (150 мм от низа А3) различие в распухании между ребрами и гранью еще выше.

## ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Направляющие гильзы СУЗ быстрого реактора являются важными элементами активной зоны, которые обеспечивают его безопасную эксплуатацию. Их разрушение или значительное изменение размеров может привести к заклиниванию стержней СУЗ, что, безусловно, является недопустимым. В работе было показано, что в результате облучения гильз СУЗ реакторов БОР-60 и БН-350, изготовленных из сталей аустенитного класса, произошло значительное искажение их первоначальной формы. При этом, что особенно важно, в обоих случаях наряду с существенным увеличением размера гильзы в одном направлении в другом направлении происходило уменьшение размеров ниже исходных. Полученные данные совпадают с данными работ [11, 12], в которых исследовались направляющие гильзы компенсирующих стержней реактора БОР-60. Одна из исследованных гильз была выгружена из реактора по причине заедания компенсирующего стержня. При внешнем осмотре в верхней части гильзы был обнаружен участок с сильно измененной формой: середины граней заметно вогнуты по сравнению с ребрами. Кроме того при проверке гильзы калибром, равным диаметру компенсирующего стержня, было обнаружено уменьшение ее проходного сечения.

Можно считать, что направляющие гильзы стержней СУЗ эксплуатируются в реакторе в свободном состоянии, т.е. прилагаемые к ним внешние нагрузки незначительны. Давление натрия в гильзе значительно ниже давления натрия в ТВС, поглощающие стержни свободно перемещаются внутри направляющей гильзы, не оказывая на нее значительного механического воздействия. В таком случае на начальном этапе облучения все формоизменение направляющих гильз будет определяться ее распуханием. Проведен-

ные исследования и данные работ [11 – 13] говорят о том, что распухание сложным образом изменяется по длине, периметру и толщине стенки направляющих гильз. Для шестигранных гильз реактора БОР-60 кроме этого наблюдается существенное различие в распухании между ребрами и серединой граней (см. табл. 4). Градиент распухания по толщине стенки гильзы обусловлен различием температур внешней и внутренней поверхностей гильзы, которое может достигать 75°C. Градиент распухания по периметру гильзы связан с окружной температурной неравномерностью, которая может быть вызвана либо неравномерным подогревом гильзы со стороны окружающих тепловыделяющих сборок, либо несоосным расположением поглощающего стержня внутри гильзы.

Появление градиента распухания приводит к возникновению внутренних напряжений в объеме гильзы, и с этого момента общая деформация будет определяться распуханием материала гильзы, которое в свою очередь будет зависеть от напряжения и деформации радиационной ползучести. Вследствие радиационной ползучести возникающие внутренние напряжения релаксируют до определенной величины, и, тем не менее, после окончания облучения в гильзах с большим градиентом распухания существует высокий уровень остаточных напряжений. В гильзе КС реактора БОР-60 это было изменено рентгеноструктурным методом [12], а высокий уровень остаточных напряжений в гильзе ТК реактора БН-350 разрушил ее при резке на фрезерном станке в горячей камере (рис. 7).



Рис. 7. Характерный вид разрушения гильзы ТК

Понятно, что распухание материала гильз само по себе не может приводить к уменьшению исходных размеров изделия. При распухании увеличивается каждый из размеров. Уменьшение некоторых размеров гильз по сравнению с исходными возможно лишь в случае действия радиационной ползучести. При определенных условиях в результате возникновения в конструкции значительных внутренних напряжений могут возникать силы или моменты сил, действие которых может приводить к размерным изменениям такого рода.

## ВЫВОДЫ

На основании проведенных исследований формоизменения и распухания направляющих гильз стержней СУЗ реакторов БН-350 и БОР-60 можно сделать следующие выводы.

1. Облучение направляющей гильзы стержня температурной компенсации в реакторе БН-350 до максимальной повреждающей дозы 65 сна приводит к ее значительному искривлению (максимальная стрела прогиба 15 мм) и изменению диаметра. В районе центра А3 при исходном диаметре цилиндрической части гильзы, равном 84 мм, в одном из направлений ее размер увеличился до 89 мм. В перпендикулярном направлении размер гильзы уменьшился ниже исходного до 82 мм.

2. Эксплуатация направляющей гильзы стержня аварийной защиты (АЗ) реактора БОР-60 до максимальной дозы 120 сна приводит к значительному увеличению размера шестиугранной трубы по ребрам и уменьшению размера шестиугранника посередине грани.

3. Изменение размеров направляющих гильз стержней СУЗ происходит в результате неоднородного распускания материала гильз (аустенитных нержавеющих сталей ЭП-150 и Х18Н9) по высоте, периметру и толщине стенки. Градиент распускания приводит к появлению в материале гильз значительных внутренних напряжений, под действием которых в результате радиационной ползучести происходит дальнейшая деформация гильзы в сторону уменьшения ее исходного размера. Высокий уровень остаточных напряжений в сочетании с полным охрупчиванием материала гильзы может привести к ее разрушению даже в отсутствие внешних нагрузок.

### Литература

1. Cawthorne C., Fulton E.J. Voids in Irradiated Stainless Steel // Nature. – 1967. Vol. 216. No. 11. PP. 575-576.
2. Norris D.I.R. Voids in Irradiated Metals (Part I) // Radiation Effects. – 1972. Vol. 14. PP. 1-37.
3. Norris D.I.R. Voids in Irradiated Metals (Part II) // Radiation Effects. – 1972. Vol. 15. PP. 1-22.
4. Быков В.Н., Вахтин А.Г., Дмитриев В.Д., Конобеев Ю.В., Костромин Л.Г., Рейтров В.Ф. Исследование распускания конструкционных сталей карбидной зоны реактора БР-5 // Атомная энергия. – 1973. – Т. 34. – Вып. 4. – С. 247-250.
5. Лихачев Ю.И., Прошкин А.А., Щербакова Ж.Н. / Труды Физико-энергетического института. – М.: Атомиздат, 1974.
6. Foster J., Boltax A., Observation of swelling-irradiation creep interaction at low values of swelling with CW 316 SS // J. Nucl. Mater. – 1991. Vol. 183. PP. 115-123.
7. Flinn J.E., McVay G.L., Walters L.C. In-reactor deformation of solution annealed type 304L stainless steel // J. Nucl. Mater. – 1977. Vol. 65. PP. 210-223.
8. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах – М.: Энергоатомиздат, 1986.
9. Бескоровайный Н.М., Калин Б.А.. Платонов П.А., Чернов И.И. Конструкционные материалы ядерных реакторов – М.: Энергоатомиздат, 1995.
10. ГОСТ 5632-72. С.17.
11. Красноселов В.А., Косенков В.М., Лобода Е.М. и др. Материаловедческое исследование гильзы компенсирующего стержня реактора БОР-60 после облучения флюенсом  $1.6 \cdot 10^{23}$  нейтр./ $\text{см}^2$  ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) // Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 3. – С. 228-231.
12. Голованов В.Н., Повстянко А.В., Неустроев В.С. и др. Материаловедческие исследования гильзы СУЗ реактора БОР-60 // Атомная энергия. – 1985. – Т. 59. – Вып. 4. – С. 289-290.
13. Щербак В.И., Костромин Л.Г., Дмитриев В.Д. Влияние перепада температуры на распускание стали Х18Н9 по стенке гильзы СУЗ // Атомная энергия. – 1985. – Т. 47. – Вып. 5. – С. 336-337.

Поступила в редакцию 26.12.2014 г.

### Авторы

Поролло Сергей Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: porollo@ippe.ru

Конобеев Юрий Васильевич, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: konobeev@ippe.ru

Гарнер Френсис Альберт, директор фирмы «Консультации по влиянию облучения»,  
доктор наук, Ричланд, штат Вашингтон, США  
E-mail: frank.garner@dsxextreme.com

UDC 621.039.54

## SWELLING OF GUIDE TUBES FOR SAFETY RODS IN NONUNIFORM FIELDS OF TEMPERATURE AND IRRADIATION

Porollo S.I., Konobeev Yu.V., Garner F.A.\*

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

\* Radiation Effects Consulting, Richland WA, USA

### ABSTRACT

The purpose of the present work is to investigate shape changes and void swelling in safety rod guide tubes of the reactors BN-350 and BOR 60 after operation for the scheduled life time. Post-irradiation measurements of diameters of the reactor BN-350 temperature compensator were carried out for two mutually perpendicular positions after 50-100 mm along the core height with accuracy of 0.1 mm. Sizes of the reactor BOR-60 safety tube were measured for various cross sections along the core height at edges and face middles. The swelling of the tube material was measured by an Archimedes technique.

As a result of examination it was established, that neutron irradiation of the guide tube of the temperature compensator rod in BN-350 reactor core to the maximum dose of 65 dpa has led to its significant curvature (the maximal bending deflection is equal to 15 mm) and to diameter changes. Near the core center the tube diameter has increased in one of the directions to 89 mm from the initial value of 84 mm. In the perpendicular direction the tube diameter has decreased up to 82 mm, i.e. below initial value.

The operation of the safety rod guide tube in the BOR-60 reactor core to the maximum dose of 120 dpa has led to a significant increase of the hexagonal tube size between opposite edges and to a reduction of the flat-to-flat size at the tube face middle.

The change of safety rod guide tube sizes occurs due to a non-uniform swelling of the material (austenitic stainless steels EP-150 and 18Cr-9Ni) along tube wall height, perimeter and thickness. The swelling gradient leads to occurrence of significant internal stresses, under action of which a further deformation of the guide tube occurs in the form of initial size reduction due to irradiation creep. The high level of residual stresses in a combination with a complete brittleness of the tube material can lead to the tube failure even in the absence of any external loadings.

**Key words:** fast reactor, swelling, irradiation creep, guide tubes, temperature gradient, damage dose.

### REFERENCES

1. Cawthorne C., Fulton E.J. Voids in Irradiated Stainless Steel. *Nature*, 1967, v. 216, no. 11, pp. 575-576.
2. Norris D.I.R. Voids in Irradiated Metals (Part I). *Radiation Effects*, 1972, v. 14, pp. 1-37.
3. Norris D.I.R. Voids in Irradiated Metals (Part II). *Radiation Effects*, 1972, v. 15, pp. 1-22.
4. Bykov V.N., Vahtin A.G., Dmitriev V.D., Konobeev Yu.V., Kostromin L.G., Rreutov V.F. The investigation of void swelling in structural steels of the BR-10 reactor carbide core. *Atomnaya Energiya*. 1973, v. 34, iss. 4, pp. 247-250 (in Russian).
5. Lihachyov Yu.I., Proshkin A.A., Scherbakova Zh.N. *Trudy Fiziko-energeticheskogo instituta*, [Proceedings of the Institute for Physics and Power Engineering]. Moscow, Atomizdat Publ., 1974. 358 p. (in Russian).
6. Foster J., Boltax A. Observation of swelling-irradiation creep interaction at low values of

- swelling with CW 316 SS. *J. Nucl. Mater.* 1991, v. 183, pp. 115-123.
7. Flinn J.E., McVay G.L., Walters L.C. In-reactor deformation of solution annealed type 304L stainless steel. *J. Nucl. Mater.* 1977, v. 65, pp. 210-223.
8. Waltar Alan E., Reynolds Albert B. *Fast Breeder Reactors*. Pergamon Press, 1981.
9. Beskorovajnyj N.M., Kalin B.A., Platonov P.A., Chernov I.I. *Konstrukcionnye materialy yadernyh reaktorov* [Structural materials for nuclear reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1995. 704 p. (in Russian).
10. GOST 5632-72. P.17 (in Russian).
11. Krasnosyolov V.A., Kosenkov V.M., Loboda E.M. Materials science investigation of a compensating rod guide tube irradiated to the neutron fluence of  $1.6 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) in the BOR-60 reactor. *Atomnaya Energiya*, 1978, v. 44, iss. 3, pp. 228-231 (in Russian).
12. Golovanov V.N., Povstyanko A.V., Neustroev V.S. Materials science investigation of the BOR-60 reactor safety guide tube. *Atomnaya Energiya*, 1985, v. 59, iss. 4, pp. 289-290 (in Russian).
13. Scherbak V.I., Kostromin L.G., Dmitriev V.D. The influence of temperature drop across the safety guide tube wall on the void swelling of 18 Cr-9 Ni steel. *Atomnaya Energiya*, 1985, v. 47, iss. 5, pp. 336-337 (in Russian).

#### Authors

Porollo Sergej Ivanovich, Leading Scientist, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: porollo@ippe.ru

Konobeev Yurij Vasil'evich, Chief Researcher, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: konobeev@ippe.ru

Garner Francis Albert, Head of Radiation Effects Consulting, PhD,

E-mail: frank.garner@dsxextreme.com

# ДИЭЛЕКТРИЧЕСКИЕ МОНИТОРЫ УСЛОВИЙ ВЫСОКОДОЗНОГО И ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

**В.А. Степанов<sup>1</sup>, Е.И. Исаев<sup>1</sup>, Л.М. Крюкова<sup>2,3</sup>, О.А. Плаксин<sup>1,4</sup>,**  
**П.А. Степанов<sup>1,5</sup>, В.М. Чернов<sup>2,3</sup>**

<sup>1</sup>Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1.

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет  
«Московский инженерно-физический институт».  
115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31.

<sup>3</sup>Высокотехнологический научно-исследовательский институт  
неорганических материалов им. А.А. Бочвара.  
123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а.

<sup>4</sup>ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.  
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1

<sup>5</sup>Обнинское научно-производственное предприятие «Технология».  
249031, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 15



Исследованы радиационные изменения структуры и свойств оксидных и нитридных диэлектрических материалов. Обосновано применение высокотемпературных диэлектрических материалов в качестве мониторов температуры внутриреакторного облучения материаловедческих сборок. Экспериментально показано, что использование монокристаллического  $\text{Al}_2\text{O}_3$  и керамик из BN позволяет определять температуру облучения в диапазоне от 370 до 1900 К. Температурные условия облучения определяются с помощью измерений интенсивности оптического поглощения или смещений линий в рентгеновских спектрах материалов от температуры пострадиационного отжига. Обсуждается возможность детектирования поглощенной  $\gamma$ -дозы по интенсивности оптического поглощения и люминесценции F-центров облученных монокристаллов  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , а дозы облучения нейтронами – с помощью измерений изотопного состава материалов из BN.

**Ключевые слова:** радиационное материаловедение, реакторное облучение, диэлектрики, структурные исследования, оптические исследования, мониторы температуры и дозы.

## ВВЕДЕНИЕ

Определение условий высокотемпературного и высокодозного облучения материалов в активных зонах ядерных реакторов является важной и актуальной задачей экспериментального радиационного материаловедения. Такой мониторинг особенно важен для энергетических реакторов, в которых локальные условия облучения материалов (температура, доза) определяются расчетными методами (при заданных мощности ре-

© В.А. Степанов, Е.И. Исаев, Л.М. Крюкова, О.А. Плаксин, П.А. Степанов, В.М. Чернов, 2015

актора, нейтронных и  $\gamma$ -спектрах, теплообмене, др.) или пассивными методами с использованием различных мониторов облучения, изготовленных из специальных материалов. Исследования радиационных изменений структуры, свойств и изотопных составов мониторов позволяют получать характеристики условий (доза, температура) облучения.

Радиационно-наведенные изменения структуры (дефекты разных типов) и свойств материалов зависят от условий облучения (температуры, дозы). При длительном стационарном радиационном воздействии в материале накапливаются лишь те повреждения, которые отжигаются при температурах, превышающих температуру облучения. По изменению зависимости некоторой структурно-чувствительной физической характеристики материала  $A(T)$  от температуры пострадиационного отжига имеется возможность определения температуры облучения этого материала (рис. 1). Применение такого метода определения температуры облучения радиационных испытаний малоэффективно в случае, когда температура существенно меняется в процессе облучения. Характер изменения физической характеристики  $A(T)$  отражает лишь заключительный температурный режим облучения. Однако в случае заведомо стационарных температурных условий метод может быть весьма полезным, особенно в сочетании с дополнительными способами определения температуры, например, использованием плавких материалов (плавкие мониторы температуры), а также расчетными методами.

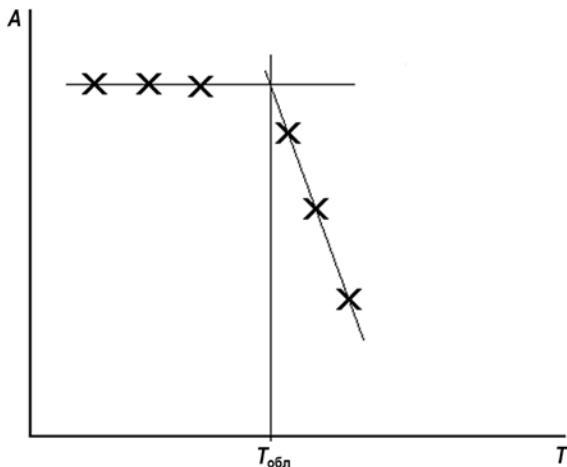


Рис. 1. Определение температуры облучения с помощью измерений физической характеристики  $A$  материала-монитора после изотермических отжигов

В данной работе обосновывается возможность применения высокотемпературных диэлектрических материалов в качестве мониторов отжига условий облучения в широком диапазоне температур и доз. Метод определения условий внутриреакторного облучения основан на изучении радиационно-индукционных изменений структуры и связанных с ними физических свойств диэлектриков после облучения.

## ДИЭЛЕКТРИЧЕСКИЕ МОНИТОРЫ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ

Для получения информативной зависимости  $A(T)$ , включающей в себя искомую температуру облучения, необходим широкий температурный интервал хорошо измеряемых изменений структуры и физических свойств облученного материала монитора. В высокотемпературных диэлектрических материалах, как правило, химических соединениях, таких как  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{MgO}$ ,  $\text{MgAl}_2\text{O}_4$ ,  $\text{BN}$ ,  $\text{Si}_3\text{N}_4$ ,  $\text{SiC}$ , с температурами плавления от 2000 (нитрид кремния) до 3000 К (нитрид бора) температурный интервал

отжига радиационных структурных повреждений оказывается значительно шире по сравнению с металлами и может простираться вплоть до температур плавления материалов мониторов. Это связано с тем, что радиационное облучение в таких материалах приводит не только к появлению различных кристаллических дефектов, как в металлах, но и к образованию локальных областей нестехиометрии и даже включений фаз с измененной кристаллической структурой [1]. Важным является также то, что диэлектрические мониторы отжига можно анализировать по широкому набору измерений структурно-чувствительных физических характеристик  $A(T)$ . В этот набор могут входить измерения диэлектрических проницаемости и тангенса потерь, люминесценции, оптического поглощения в ультрафиолетовой и ближней ИК-областях спектра, электросопротивления и др. Для изучений изменений фазового состава и стехиометрии в диэлектриках после облучения можно применять как рентгенографию, так и методы колебательной спектроскопии [2, 3].

В качестве примера можно привести оптические измерения широкозонного высокотемпературного диэлектрика  $\text{Al}_2\text{O}_3$  (лейкосапфир). В монокристаллах лейкосапфира в результате радиационного облучения образуются нестехиометричные по кислороду микрообласти и оптически активные вакансационные центры ( $F$ -центры) [4]. Типичные спектры радиационно-наведенного поглощения монокристаллов  $\text{Al}_2\text{O}_3$  показаны на рис. 2. Исследовалось влияние термического отжига на оптическое поглощение, наведенное в монокристаллах  $\text{Al}_2\text{O}_3$  при реакторном облучении (реактор БР-10, ГНЦ РФ-ФЭИ). Облучение с дозой  $1,5 \cdot 10^{21} \text{ н/см}^2$  приводило к появлению фонового поглощения в диапазоне длин волн 215 – 560 нм и полос оптического поглощения при 413, 256, 227 и 205 нм. При термическом отжиге изменения оптического поглощения происходили при температурах от 350 до 900 К. Температура начала отжига полосы 413 нм соответствовала температуре, при которой монокристаллы выдерживали после реакторного облучения.

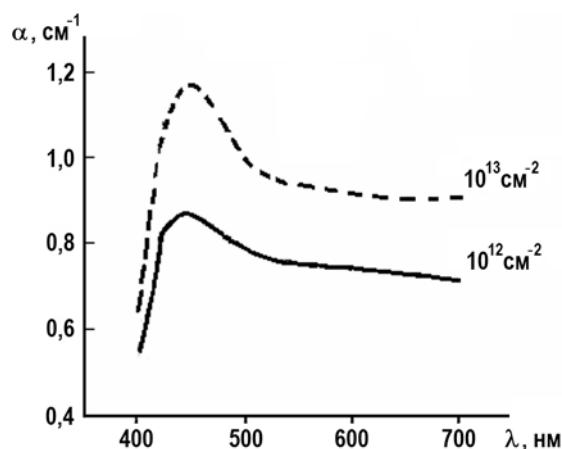


Рис. 2. Спектры поглощения монокристалла  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , облученного ионами  $\text{Kr}^+$  (210 МэВ, 300 К)

Возникающие во время нейтронного облучения кислородные вакансы под действием ионизирующего облучения меняют свой электрический заряд, образуя  $F^+$ - и  $F$ -центры, которые представляют собой, соответственно, однократно положительно заряженные и нейтральные вакансы по кислороду. Они обуславливают указанные полосы поглощения при 205 – 256 нм, а также фотолюминесценцию при 413 нм ( $F$ -центры) и 328 нм ( $F^+$ -центры) [4]. Это позволяет по измерениям интенсивности оптического поглощения и люминесценции детектировать также поглощенную  $\gamma$ -дозу. Наблюдались связанные с  $\gamma$ -облучением изменения формы спект-

ров поглощения корунда вблизи фундаментального края поглощения 200 – 300 нм начиная с температуры отжига 370 К.

### **ВН-МОНИТОРЫ ТЕМПЕРАТУРЫ**

Графитоподобный нитрид бора получают в виде керамики методами горячего прессования или реакционного спекания путем отжига в атмосфере азота спрессованной смеси порошков бора и турбостратного нитрида бора [7] и в виде пиролитических слоев методом химического газофазного осаждения реагентов  $\text{BF}_3$  ( $\text{BCl}_3$ ) и  $\text{NH}_3$  [8]. Керамический нитрид бора является изотропным материалом с размером зерен-кристаллитов в интервале 100 – 1000 нм. Пиролитический нитрид бора является сильнотекстуированным нанокристаллитным материалом с характерной структурной иерархией [9]. Агрегаты размером до 2000 нм состоят из зерен размером ~ 100 нм, которые в свою очередь состоят из слаборазориентированных кристаллитов размером 30 – 60 нм (рис. 3).

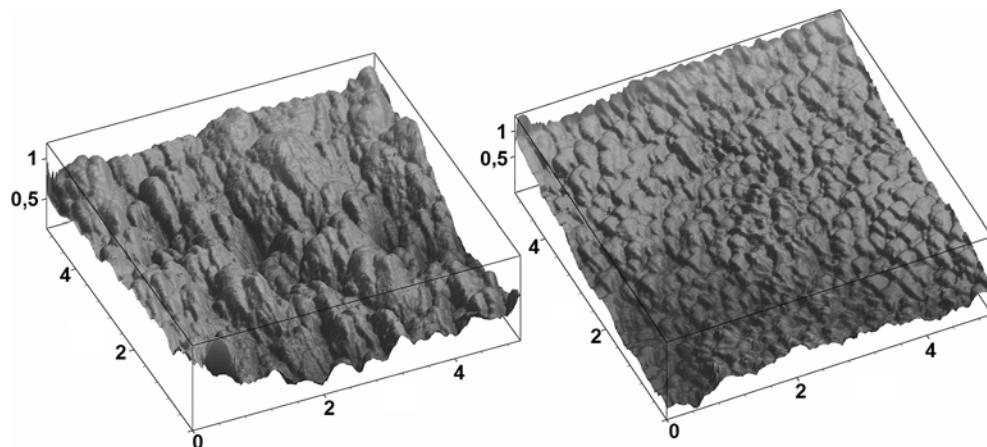


Рис. 3. Атомно-зондовая микроскопия ( $5 \times 5$  мкм) пиролитического нитрида бора до (слева) и после (справа) облучения ионами аргона (18 кэВ, 660 К, 25 мкА/см<sup>2</sup>)

Особенность кристаллического строения графитоподобного BN заключается в наличии изоморфных фаз с различающимися межплоскостными расстояниями. Их можно представить как нарушения последовательности правильной укладки базисных плоскостей гексагональной фазы  $\text{AA}'\text{AA}'$  и появление дефектов упаковки типа  $\text{AA}'\text{BAA}'$ , по сути, являющихся фрагментами ромбоэдрической фазы [5]. Различные фазы могут когерентно соединяться в пределах одного кристаллита. Такая особенность кристаллического строения приводит к тому, что дифракционные максимумы (002) и (004) на рентгенограммах пиролитического нитрида бора имеют сложную структуру и даже могут расщепляться на несколько узких линий, соответствующих изоструктурным фазам с различными межплоскостными расстояниями [6,10]. Неравновесные условия синтеза и радиационное облучение приводят к значительному увеличению типов изоморфных фаз в структуре графитоподобного BN и, как следствие, к значительному уширению и сдвигу в область малых углов рентгеновских линий (002) и (004). Это позволяет уверенно сопоставлять условия облучения и структуру мониторов отжига из BN. Важно, что диапазон структурной релаксации в условиях отжига графитоподобных структур BN простирается до высоких температур. Наблюдались изменения положения дифракционного максимума (002) различных керамических и пиролитических материалов при температурах отжига от 500 до 1900 К.

Реакторное облучение (реактор БР-10, ГНЦ РФ-ФЭИ) керамических и пиролитических образцов BN проводили до дозы  $1,5 \cdot 10^{21}$  н/см<sup>2</sup> при температуре 670 – 690 К в инертной атмосфере (аргон). Структурные изменения после облучения и отжигов фиксиро-

вались по форме и положению линии (002) на рентгеновских дифрактограммах (рис. 4). Облучение приводит к смещению центра тяжести линии (002) пиролитических образцов в область малых углов. Непосредственно после облучения проявляется также ее сложная структура, свидетельствующая о наличии в материале изоморфных фаз с несколько различающимися межплоскостными расстояниями. После отжигов сложная структура линии (002) пиролитических материалов сохранялась. Изменения положения рентгеновского максимума (002) керамических образцов аналогичны. Определение температуры облучения по результатам рентгеновских измерений показано на рис. 5.

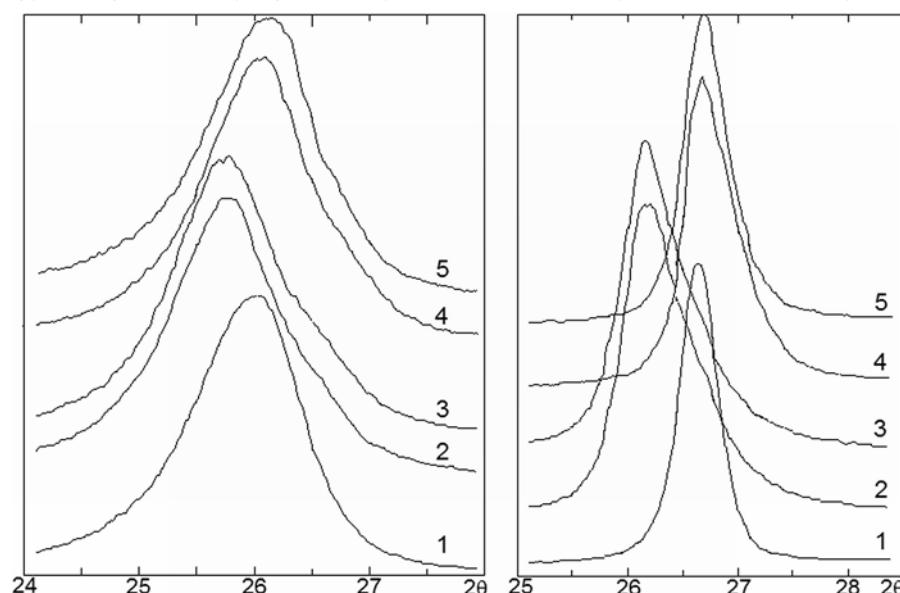


Рис. 4. Профиль рентгеновского (Си- $K_{\alpha}$ -излучения) максимума (002) пиролитического (слева) и керамического (справа) BN: 1 – исходного; 2 – после реакторного облучения; 3 – после отжига при 770 К; 4 – при 1770 К; 5 – при 1870 К

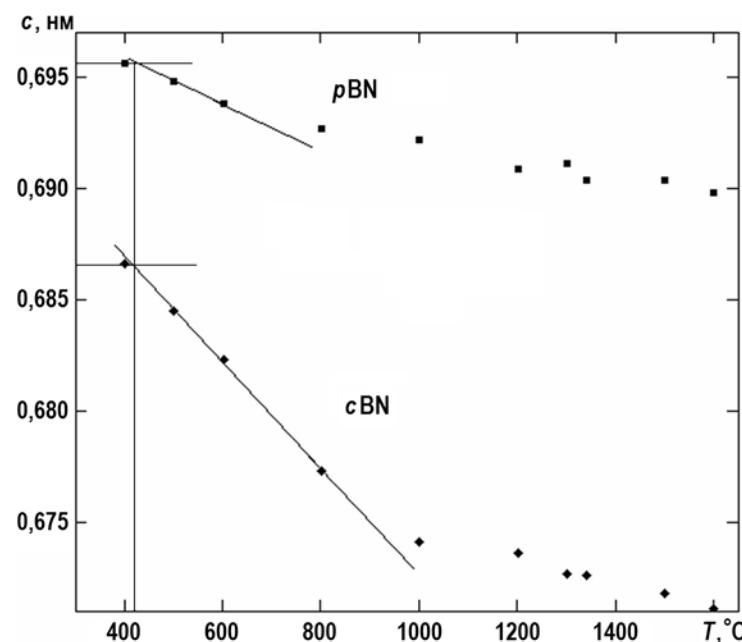


Рис. 5. Определение температуры облучения по изменению межплоскостного расстояния  $c$  керамического (cBN) и пиролитического (pBN) нитридов бора с температурой отжига  $T$

Интересно, что максимум линии (002) как у пиролитических, так и у керамических образцов после отжигов при 1770 – 1870 К оказался смещенным в область больших углов (уменьшение межплоскостного расстояния) по сравнению с его положением у исходных материалов. Это свидетельствует о структурном упорядочении по сравнению с исходным состоянием материалов после облучения и отжигов. По данным [6, 9, 10] электронное и  $\gamma$ -облучение не вызывает структурных изменений в нитриде бора, так что в рентгеновских измерениях мониторы отжига на его основе пригодны для определения температур чисто повреждающего (нейтронного, ионного) радиационного воздействия.

Измерения оптического поглощения графитоподобного нитрида бора также возможны, но при использовании тонких (толщиной до 100 мкм) пиролитических пластин. Реакторное облучение увеличивает оптическое поглощение пиролитического BN в ультрафиолетовой и видимой частях спектра. В спектрах поликристаллических материалов часто присутствует значительная фоновая составляющая, связанная с рассеянием и имеющая характерный спектр с ростом поглощения в коротковолновой области. Для выявления индуцированных облучением оптических центров необходима обработка получаемых спектров с учетом такого фона. Когда размер областей рассеяния много меньше длины волны света, спектральный ход коэффициента фоновых потерь  $\alpha(\lambda)$  в видимом диапазоне описывается с помощью теории рассеяния Рэлея [11]

$$\alpha = Kr^3 \cdot \lambda_0^4 / (\lambda^2 - \lambda_0^2)^2 ,$$

где  $r$  – размер кристаллитов (областей когерентного рассеяния света);  $\lambda_0$  – длина волны света, соответствующая ширине запрещенной зоны;  $K$  – величина, зависящая от физических констант вещества. При обработке спектров поглощения облученного и необлученного пиролитического материала получена величина  $\langle r \rangle \sim 40$  нм. Размеры когерентно рассеивающих областей в облученном и необлученном нитриде бора совпали между собой. Они также совпали с характерным минимальным размером элементовnanoструктуры (см. рис. 3). Примечательно, что облучение приводит к упорядочению nanoструктуры материала, не изменяя ее минимальный по размеру элемент.

Вычет полученного расчетным путем спектра фона позволяет получить истинный спектр радиационно-наведенного поглощения в пиролитическом BN (рис. 6). Радиационно-индукционные центры поглощения при 600 – 700 и 490 нм отжигаются в диапазоне температур 700 – 1300 К, но дефекты, ответственные за поглощение 435 нм, полностью не отжигаются даже при 2000 К. Согласно [6], отжиг при  $T > 1300$  К восстанавливает исходные значения коэффициента оптического пропускания облученного нейtronами пиролитического материала.

При измерениях электрофизических характеристик мониторов отжига из BN необходимо учитывать, что диэлектрическая проницаемость и тангенс потерь практически не чувствительны к облучению нейtronами до доз  $D \leq 10^{20}$  см<sup>-2</sup> [6]. Отжиг при  $T > 1300$  К облученного с большими дозами пиролитического нитрида бора восстанавливает исходные значения диэлектрических потерь.

## BN-МОНИТОРЫ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ

Материалы из BN можно использовать для определения дозы облучения нейtronами на основании анализа изменений относительного содержания в них изотопов B<sup>10</sup>/B<sup>11</sup> и Li<sup>7</sup> вследствие ядерных трансмутаций. В результате (n,  $\alpha$ )-реакции изотоп B<sup>10</sup>, природное содержание которого во всех борсодержащих материалах составляет 19%, превращается в Li<sup>7</sup>. Пример изменения изотопного состава керамики из графитоподобного BN после реакторного облучения приведен на рис. 7. Из

масс-спектра можно определять изменения интенсивностей линий  $B^{10}$ ,  $B^{11}$  и  $Li^7$ .

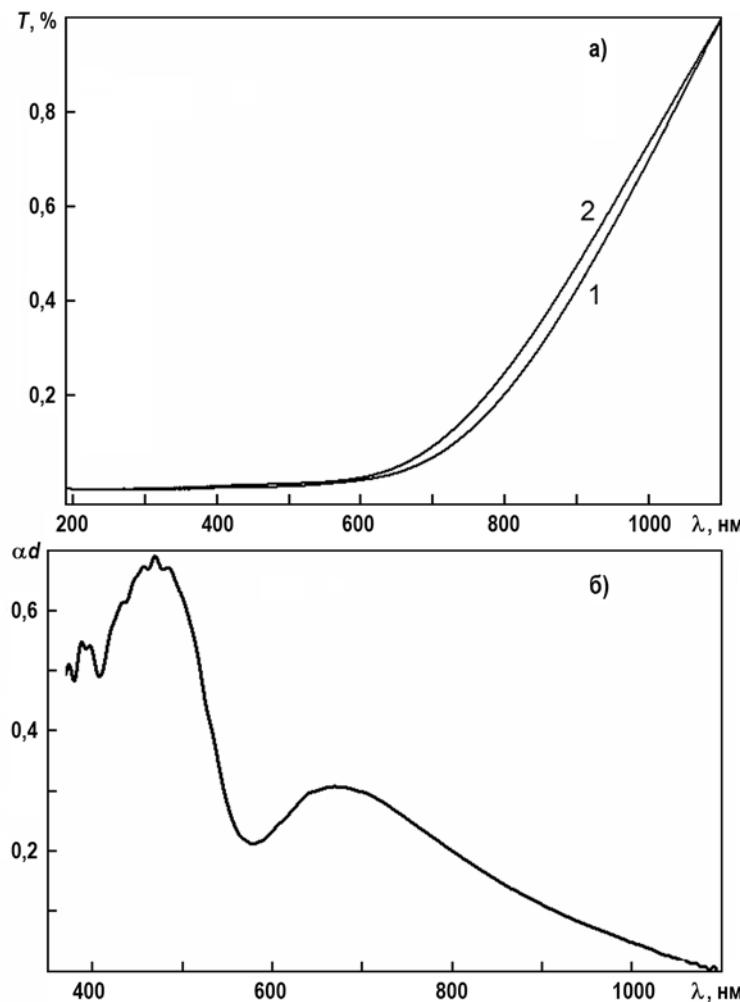


Рис. 6. а) оптические спектры пропускания пиролитического BN до (1) и после (2) облучения протонами ( $300 - 400 \text{ K}$ ,  $7 \text{ МэВ}$ , доза  $5,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ ); б) расчетный спектр радиационно-наведенной оптической плотности ( $\alpha d$ )

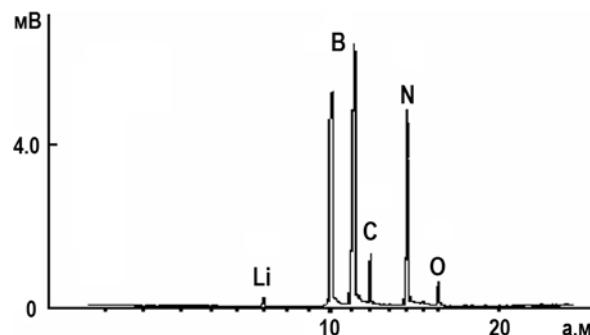


Рис. 7. Масс-спектры облученной нейтронами ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ , доза  $1,47 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ) керамики BN

Выгорание  $B^{10}$  можно определять с помощью ИК-спектроскопии. В токе фтора при комнатной температуре происходит разложение гексагонального BN с образованием  $BF_3$ . Проводится измерение ИК-спектров пропускания образовавшегося газа в диапазоне волновых чисел  $1300 - 1600 \text{ см}^{-1}$ , в котором расположены полосы

поглощения валентных колебаний молекулы  $\text{BF}_3$  (рис. 8). Колебания изотопов бора в спектре хорошо разделены, так как изотопный сдвиг частот колебаний составляет  $50 \text{ см}^{-1}$ . Относительное содержание  $\text{B}^{10}/\text{B}^{11}$  соответствует относительной интенсивности поглощения полос  $1505/1455 \text{ см}^{-1}$ . Химического разложения BN можно добиться и в потоке хлора, но при температуре красного каления. Измерение ИК-спектров в этом случае необходимо проводить в диапазоне волновых чисел  $900 - 1050 \text{ см}^{-1}$ . Содержание  $\text{B}^{10}/\text{B}^{11}$  определяется по интенсивности поглощения на частотах валентных колебаний изотопов в  $\text{BCl}_3$   $1010$  и  $950 \text{ см}^{-1}$ .

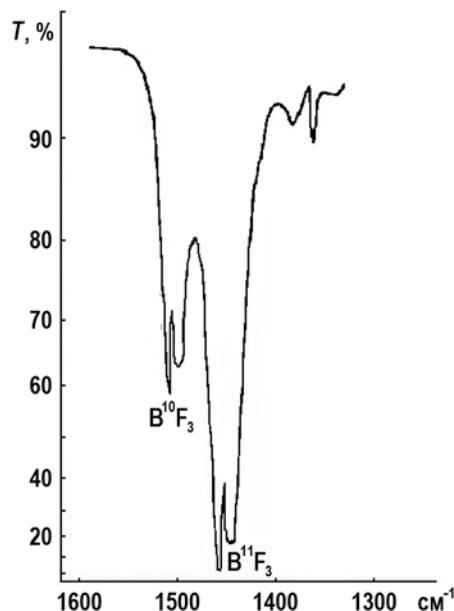


Рис. 8. ИК-спектр пропускания газа  $\text{BF}_3$  с природным содержанием изотопов бора

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На основании анализа результатов исследований и известных данных по радиационным изменениям структуры и свойств высокотемпературных диэлектрических материалов ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ , BN) показана возможность их применения в качестве мониторов условий радиационного (реакторного) облучения материаловедческих сборок в широком диапазоне температур и доз. Температура облучения в материаловедческой сборке определяется по изменению зависимости структурно-чувствительных физических характеристик материалов от температуры пострадиационного отжига.

2. Показана возможность определения температуры реакторного облучения в диапазоне от  $350$  до  $900 \text{ K}$  по измерениям спектров оптического поглощения при  $400 - 500 \text{ нм}$ , а также поглощенной  $\gamma$ -дозы по интенсивности поглощения и люминесценции  $F$ -центров облученных монокристаллов  $\text{Al}_2\text{O}_3$ .

3. Использование мониторов из керамического или пиролитического BN позволяет определять условия радиационных испытаний в температурном диапазоне  $500 - 1900 \text{ K}$  по сдвигу линий (002) на рентгеновских дифрактограммах, который связан со структурной релаксацией и изменением содержания изоморфных фаз в графитоподобной кристаллической структуре.

4. Показана возможность определения температуры реакторного облучения в диапазоне температур  $700 - 1300 \text{ K}$  по измерениям спектров радиационно-наведенного оптического поглощения пиролитического BN при  $500 - 700 \text{ нм}$  с учетом спектрально-го хода фоновых потерь на рассеяние, связанных сnanoструктурой материала.

## МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

---

5. Материалы из BN можно использовать для определения дозы облучения нейтронами с помощью измерений относительного содержания в них изотопов  $B^{10}/B^{11}$  и  $Li^7$  методами масс-спектроскопии и колебательной спектроскопии.

### **Литература**

1. Stepanov. V.A., Chernov V.M. Radiation-induced processes and their influence on the functional properties of dielectrics for different types of irradiation. // Journal of Nuclear Materials. 2000. Vol. 283-287. PP. 932-936.
2. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Stepanov P.A., Chernov V.M., Skuratov V.A., Krukova L.M., Polyakov A.M. Structural transformations and properties deterioration of dielectric materials under irradiation. // Plasma Devices and Operations. 1996. Vol. 4. PP. 325-335.
3. Chernov V.M., Belyakov V.A., Bryuzgin A.M., Cherednichenko Y.Gr., Ievleva J.I., Khorasanov G.L., Plaksin O.A., Stepanov V.A., Vizgalov A.V., Zhrebtssov V.A., Zrodnikov A.V. Investigation on radiation-induced processes in dielectric materials. // J. Nucl. Mater. 1996. Vol. 233-237. PP. 1304-1309.
4. Плаксин О.А., Степанов В.А. Радиационно-индуцированные электрические и оптические процессы в материалах на основе  $Al_2O_3$ . // Оптика и спектроскопия. 2001. Т. 90. №4. С.612-621.
5. Степанов В.А., Степанов П.А. Колебательная спектроскопия материалов из графитоподобного нитрида бора. // Оптика и спектроскопия. 1995. Т.78. №3. С.431-435.
6. Lopatin V.V., Ivanov Yu.I., Dedkov V.S. – Nanostructured Mater. 1994. Vol. 4. P. 669.
7. Перфилов С.А., Степанов В.А., Русанова Л.Н., Кузнецова В.Ф. Исследование графитоподобного нитрида бора методом ИК-спектроскопии. // Порошковая металлургия. 1991. №2. С.72-73.
8. Шарупин Б.Н. - В сб. «Химическое газофазное осаждение тугоплавких материалов». – Л.: ГИПХ, 1976. С.66-101.
9. Buzhinskij O.I., Optimach I.V., Kabyshev A.V. // J. Nucl. Mater. 1990. Vol. 173. P. 179.
10. Дедков В.С., Иванов Ю.С., Лопатин В.В., Шарупин Б.Н. Особенности строения пиролитического нитрида бора. // Кристаллография. 1993. Т. 38. №2. С. 217-221.
11. Фабелинский И. Л. Молекулярное рассеяние света. – М.: Высшая школа, 1965, 512 с.

Поступила в редакцию 12.12.2014 г.

### **Авторы**

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

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

Крюкова Людмила Маниковна, старший научный сотрудник, доцент,  
канд. физ.-мат.наук

Плаксин Олег Анатольевич, начальник отдела, профессор, доктор физ-мат.наук  
E-mail: plax@mail.ru

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

Чернов Вячеслав Михайлович, главный научный сотрудник, профессор,  
доктор физ-мат.наук E-mail: VMChernov@bochvar.ru

UDC 621.039.53; 537.9

## DIELECTRIC MONITORS OF THE HIGH-DOSE AND HIGH-TEMPERATURE REACTOR IRRADIATION

Stepanov V.A.<sup>1</sup>, Isaev E.I.<sup>1</sup>, Krukova L.M.<sup>2,3</sup>, Plaksin O.A.<sup>1,4</sup>,  
Stepanov P.A.<sup>1,5</sup>, Chernov V.M.<sup>2,3</sup>

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

<sup>2</sup> National Research Nuclear University «MEPhI». 31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

<sup>3</sup> A.A. Bochvar Research Institute of Inorganic Materials. 5a, Rogov st., Moscow, 123098 Russia

<sup>4</sup> State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

<sup>5</sup> ORPE «Technologiya». 15, Kievskoe highway, Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

### ABSTRACT

Radiation-induced changes of the structure of oxide and nitride dielectric materials and their properties are investigated. The use of high-temperature dielectric materials as temperature monitors

To determine the conditions of high temperature and high-dose irradiation of materials in the areas of asset of nuclear reactors is an important and urgent task of experimental radiative-insulating materials science. Such monitoring is particularly important for power reactors, in which the local irradiation conditions of materials (temperature, dose) or defined-payment methods (for a given reactor power, neutron and gamma-ray spectra, heat transfer, etc.) Or passive methods using different radiation monitors , made of special materials. Studies of radiation changes in the structure, properties and isotopic composition monitors let you receive the characteristics of the conditions (dose, temperature) irradiation.

In this paper, we substantiate the possibility of using high-dielectric-metallic materials as monitors annealing conditions of exposure in a wide range of rate and doses. Method for determination of in-core irradiation conditions based on the study of radiation-induced changes in the structure and related physical properties of dielectricians after irradiation.

Radiation induced changes of structure and physical properties of oxide and nitride dielectric materials are investigated. High-temperature dielectric materials as temperature monitors during testing of materials in the nuclear reactor are proposed. It is experimentally shown that the use of single-crystal Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> and BN ceramics allows to determine the temperature of the radiation in the range from 370 to 1900 K. The temperature of testing is determined by measuring the intensity of the optical absorption or line shifts in X-ray spectra of the irradiated materials after annealing. We discuss the possibility of the gamma dose detecting by measuring the intensity of the optical absorption and luminescence of F-centers of irradiated Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> single crystals, the neutron dose too, – by measuring the isotopic composition of BN materials.

**Key words:** radiation material science, reactor irradiation, dielectrics, structural studies, optical studies, temperature monitor, dose monitor.

### REFERENCES

1. Stepanov. V.A., Chernov V.M. Radiation-induced processes and their influence on the functional properties of dielectrics for different types of irradiation. *Journal of Nuclear Materials*. 2000, v. 283-287, pp. 932-936.

2. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Stepanov P.A., Chernov V.M., Skuratov V.A., Krukova L.M., Polyakov A.M. Structural transformations and properties deterioration of dielectric materials under irradiation. *Plasma Devices and Operations*. 1996, v. 4, pp. 325-335.
3. Chernov V.M., Belyakov V.A., Bryuzgin A.M., Cherednichenko Y.Gr., Ievleva J.I., Khorasanov G.L., Plaksin O.A., Stepanov V.A., Vizgalov A.V., Zherebtsov V.A., Zrodnikov A.V. Investigation on radiation-induced processes in dielectric materials. *J. Nucl. Mater.* 1996, v. 233-237, pp. 1304-1309.
4. Plaksin O.A. and Stepanov V.A. Radiation-Induced Electrical and Optical Processes in the Materials Based on  $\text{Al}_2\text{O}_3$ . *Optika i spektroskopija*. 2001, v. 90, no. 4, pp. 542-551 (in Russian).
5. Stepanov V.A., Stepanov P.A. Kolebatel'naya spektroskopiya materialov iz grafitopodobnogo nitrida bora. *Optika i spektroskopija*. 1995, v. 78, no. 3, pp. 431-435 (in Russian).
6. Lopatin V.V., Ivanov Yu.I., Dedkov V.S. *Nanostructured Mater.* 1994, v. 4, p. 669.
7. Perfilov S.A., Stepanov V.A., Rusanova L.N., Kuznecova V.F. Issledovanie grafitopodobnogo nitrida bora metodom IK-spektroskopii. *Poroshkovaja metallurgija*. 1991, no. 2, pp. 72-73 (in Russian).
8. Sharupin B.N. In «Himicheskoe gazofaznoe osazhdение тугоплавких материалов». Leningrad, GIPH Publ., 1976, pp. 66-101 (in Russian).
9. Buzhinskij O.I., Opimach I.V., Kabyshev A.V. *J. Nucl. Mater.* 1990, v. 173, p. 179.
10. Dedkov V.S., Ivanov Ju.S., Lopatin V.V., Sharupin B.N. Osobennosti stroenija piroliticheskogo nitrida bora. *Kristallografija*. 1993, v. 38, no. 2, pp. 217-221 (in Russian).
11. Fabelinskij I. L. Molekuljarnoe rasssejanie sveta. Moscow. Vysshaja Shkola Publ., 1965, 512 p. (in Russian).

#### Authors

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

Isaev Evgenij Igorevich, Engineer  
E-mail: e.isaev87@gmail.com

Kryukova Lyudmila Manikovna, Senior Researcher, Assistant Professor,  
Cand. Sci. (Phys.-Math.)

Plaksin Oleg Anatol'evich, Head of Department, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: plax@mail.ru

Stepanov Pyotr Aleksandrovich, Head of Laboratory, Assistant Professor,  
Cand. Sci. (Phys.-Math.) E-mail: pstep@mail.ru

Chernov Vyacheslav Mihajlovich, Chief Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: VMChernov@bochvar.ru

# ГИБКАЯ РАСПРЕДЕЛЕННАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ КОНЕЧНЫХ ПОТРЕБИТЕЛЕЙ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ

**Е.Н. Алонцева, П.А. Белоусов**

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



Проблемы энергоэффективности и энергосбережения в нашей стране по-прежнему актуальны. Действенным решением их становится внедрение интеллектуальных систем учета и управления энергоресурсами. Отдельно стоит задача управления и прогнозирования собственного энергопотребления предприятия. В основном, предлагаются системы, которые относятся к управлению и учету поставляемых ресурсов до потребителя электроэнергии. В статье рассмотрен подход к построению системы на базе концепции интеллектуальных сетей при помощи специализированного комплекса технических и программных средств, позволяющий оптимизировать энергозатраты, перераспределять электроэнергию, оперативно менять характеристики электрической сети. В места подключения потребителей к электросети устанавливаются устройства контроля и управления электропитанием, которые по каналам связи получают и передают информацию на сервер. Сервер собирает, накапливает, хранит информацию и оснащен специальным программным обеспечением, позволяющим оптимизировать нагрузку, предотвращать перегрузки и аварийные ситуации в системе электропитания. Предлагается развертывание системы на предприятиях атомной отрасли.

**Ключевые слова:** атомная станция, собственные нужды, энергопотребление, распределение, потребитель, оборудование, система управления и защиты, программное обеспечение.

## ВВЕДЕНИЕ

Современное развитие экономики страны диктует необходимость качественного и надежного энергопитания и энергопотребления. На рынке существуют и внедрены отечественные и зарубежные системы с разнообразными методами контроля качества электрической энергии, системы диагностики отдельных параметров объектов энергосистемы. Решение проблемы энергосбережения осложняется существенным старением энергетического оборудования, большими расходами на его ремонт, жесткими условиями энергетического рынка страны. По данным «Энергетической стратегии России на период до 2030 года» [1], нереализованный потенциал организационного и технологического энергосбережения составляет до 40% от общего объема внутреннего энергопотребления. Эффективное использование энергоресурсов, в первую очередь, предполагает жесткий контроль потребления с помощью современных систем учета. Одним из направлений является со-

© Е.Н. Алонцева, П.А. Белоусов, 2015

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

кращение потерь электроэнергии за счет построения систем интеллектуального учета с возможностью учета качества электроэнергии и ограничения нагрузки.

В качестве примера рассмотрим атомную электростанцию (АЭС). Одной из актуальных задач является прогнозирование собственного энергопотребления АЭС на заданный период времени. Расход на собственные нужды обусловлен большим числом потребителей электроэнергии, обеспечивающих функционирование оборудования АЭС и административных зданий. АЭС закупает электроэнергию для собственных нужд из единой энергосистемы исходя из прогноза энергопотребления. От точности прогноза зависит, выберет ли АЭС всю заказанную электроэнергию или превысит (недоберет) выделенный лимит. В случае неточного прогноза и отклонения от выделенного лимита АЭС вынуждена оплачивать штраф.

В настоящее время не разработаны математические модели, которые позволили бы с высокой точностью оценивать собственное энергопотребление на прогнозируемый период времени. Повышение точности прогноза возможно за счет накопления детальной информации по каждому потребителю (оборудование, цех, подразделение) электроэнергии и формирования базы данных потребителей. Подобные системы строятся на базе концепции так называемых интеллектуальных сетей (smart grid). Технология smart grid представляет собой систему, оптимизирующую энергозатраты, позволяющую перераспределять электроэнергию, оперативно менять характеристики электрической сети. На технологическом уровне при помощи специализированного комплекса технических средств происходит объединение электрических сетей, потребителей и производителей электричества в единую автоматизированную систему.

### РОЛЬ И МЕСТО ПРЕДЛАГАЕМОЙ СИСТЕМЫ



Рис.1. Место и задачи системы управления и защиты конечных потребителей электроэнергии

На рисунке 1 приведена общая схема систем распределения, учета и контроля электроэнергии. На верхнем уровне находятся системы распределения электроэнергии, затрагивающие цепочку от производства (генерации) электроэнергии до потребителя на уровне предприятия (юридического лица). Задача этого уровня – довести качественную электроэнергию до предприятия без сбоев в электроснабжении, снизить вероят-

ность ее хищения. Для предприятия на этом уровне определяются нормы потребления электроэнергии. На втором уровне находятся автоматизированные системы контроля и учета энергоресурсов (электроэнергии) (АСКУЭ), затрагивающие распределение электроэнергии внутри предприятия. Задача второго уровня – автоматизированный сбор данных для коммерческого учета электроэнергии на уровне потребителя (предприятия) с помощью установки приборов учета.

Предлагаемая система относится к третьему уровню. Задача третьего уровня – комплексная оценка функционирования электросети на уровне потребителя электроэнергии, позволяющая достигать сохранности кабельных силовых сетей, электрооборудования, формировать рекомендации по оптимизации подключения нагрузки, хранить и анализировать данные о потребленной мощности каждого элемента сети.

## АРХИТЕКТУРА И УСТРОЙСТВО СИСТЕМЫ

Малым инновационным предприятием при Обнинском институте атомной энергетики НИЯУ МИФИ разрабатывается гибкая распределенная система управления и защиты конечных потребителей электроэнергии промышленных объектов. На рисунке 2 приведена общая схема системы.



Рис. 2. Схема системы управления и защиты конечных потребителей электроэнергии

Предварительно в точку подключения потребителей к системе электропитания устанавливаются устройства управления электропитанием [3]. Для подключения устройства по сети передачи данных PLC (Powerline communications) поступает пакет данных, содержащий параметры настройки устройства, подаются команды на включение (выключение) электропитания, измерения напряжения, тока и мощности. С заданной периодичностью пакет данных о состоянии устройства и значениях контролируемых параметров передается по локальной сети. Устройство имеет возможность отключать электропитание в автоматическом режиме при возникновении аварийных ситуаций, перегрузках и неполадках электросети. Устройство управления электропитанием потребителей электрической энергии способно выполнять функции защиты устройств пользователя (потребителей) и электрической сети, передавать данные со значениями контролируемых параметров [4].

При невозможности использования PLC-сети локальная сеть связи между устройствами может быть реализована посредством радиоканала (например, 433 или 868 МГц) или других технологий передачи данных (например, сети Ethernet, беспроводной сети Wi-Fi, Zigbee).

При добавлении в устройство блока преобразователя сигнала получается ретранс-

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

лятор, который позволяет построить канал передачи данных (например, сети Ethernet, беспроводной сети Wi-Fi, Zigbee) от всех устройств с внешним сервером хранения данных, где осуществляется сбор, обработка и хранение данных и формируются сценарии управления устройствами (оборудованием). Внешний сервер собирает, накапливает, хранит информацию и оснащен специальным программным обеспечением (ПО) [5] для учета количества потребляемой электроэнергии во времени, качества поставляемой электроэнергии, хранения профиля энергопотребления, управления включением (выключением) устройств управления электропитанием. Эта информация используется для анализа и выявления зависимостей, построения графиков, диаграмм и таблиц. Например, возможно хранение и построение профиля (нескольких профилей) энергопотребления для каждого устройства управления электропитанием. На внешнем сервере хранится дополнительная информация о потребителе – база данных устройств, схема электросети (чертеж электросети и ее характеристики), права доступа пользователей к информации, а также вспомогательные данные, необходимые для ведения расчетов.

Оператор по сети Ethernet или интернет путем ввода идентификатора и пароля получает доступ к анализу поступающей в хранилище данных сервера информации, он-лайн мониторингу потребления электроэнергии, учету потребления электроэнергии каждым устройством управления электропитанием, а следовательно, оборудованием или устройством, подключенным к электросети, контролю качества поставляемой электроэнергии. Оператор также может оптимизировать нагрузки, дистанционно управлять включением (выключением) устройств управления электропитанием, диагностировать неисправности, принимать и реализовывать решения по заданию временных диапазонов работы оборудования, ставить ограничения на потребляемую электроэнергию. Система позволяет управлять потреблением электроэнергии в режиме реального времени и прогнозировать объемы необходимой электроэнергии на заданный период времени.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Сокращение потерь электроэнергии за счет построения систем интеллектуального учета с возможностью учета качества электроэнергии и ограничения нагрузки является актуальной задачей, в том числе и для предприятий атомной отрасли.

Предлагаемая система относится к техническим средствам контроля и учета параметров в электрических сетях, в частности, потребления электроэнергии с возможностью управления подключением устройств. Она обладает масштабируемостью (использует типовые устройства управления электропитанием) и гибкостью (сочетает различные технологии передачи данных). Система предназначена для анализа энергопотребления, планирования и оптимизации нагрузки, реализации решений по заданию временных диапазонов работы оборудования, пресечения нецелевого использования электроэнергии.

### **Литература**

1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года. Распоряжение Правительства РФ от 13.11.2009 №1715-р.
2. Ледин С.С. Концепция «электроэнергия-товар» как катализатор развития Smart Grid // Автоматизация в промышленности (электронный журнал). - 2012.- №4.
3. Чуркин Е.Г., Сидоров Е.Б., Белоусов П.А., Алонцева Е.Н. Устройство управления электропитанием потребителей электрической энергии. Патент на полезную модель №148507, 2014.
4. Чуркин Е.Г., Сидоров Е.Б., Белоусов П.А., Можаев Е.А., Алонцева Е.Н. Smart Energy. Base Soft. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2014616602, 2014.
5. Чуркин Е.Г., Сидоров Е.Б., Белоусов П.А., Фомин А.И., Алонцева Е.Н. Smart Energy. Control Soft. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2014660141, 2014.

Поступила в редакцию 26.01.2015

### **Авторы**

Алонцева Елена Николаевна, доцент  
E-mail: alenika@iate.obninsk.ru

**Белоусов** Павел Анатольевич, доцент  
E-mail bpaapl@gmail.com

UDC 62.799:621.039.003

## FLEXIBLE DISTRIBUTED CONTROL AND PROTECTION SYSTEM FOR INDUSTRIAL OBJECTS POWER CONSUMERS

**Alontceva E.N., Belousov P.A.**

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

### ABSTRACT

The problem of energy efficiency and conservation is important for our country. The solution is the development of intelligent systems for accounting and management of energy resources. The task of forecasting and optimal planning of auxiliary power consumption for nuclear power plant is also important to improve economic efficiency. The auxiliary power consumption specified set of consumers of electricity for the operation of nuclear power plant equipment and administrative buildings. The approach for forecasting systems of the auxiliary power consumption not exist. Improving forecast accuracy is possible due to the accumulation of information about consumers of electricity.

An approach to the construction of systems based on the concept of smart grids with a specific set of hardware and software to optimize the energy consumption and redistribute power, to quickly change the characteristics of the electrical network. Power control devices are installed at the location of the sockets. Devices send and receive data through the PLC network to the server. The server accumulate and stores information. The server is equipped with special software. The user through a web browser through a communications network has access to information analysis and management of power control devices. The system has scalability through the use of standard power control devices and flexibility through a combination of different data transmission technologies.

**Key words:** nuclear power plant, auxiliary power consumption, distribution, consumer, industrial object, control and protection system, software.

### REFERENCES

1. Energeticheskaya strategiya Rossii na period do 2030 goda. Rasporyazeniye Pravitelstva RF ot 13.11.2009 №1715-p [Russian Energy Strategy for the period up to 2030. Order of the Government of the Russian Federation] (in Russian).
2. Ledin S.S. Koncepciya «elektroenergiya-tovar» kak katalizator razvitiya Smart Grid [The concept of «electricity - goods» as a catalyst for the development of Smart Grid]. *Automation in industry* (electronic journal). 2012, no. 4 (in Russian).
3. Churkin Y.G., Sidorov Y.B., Belousov P.A., Alontceva E.N. Ustrojstvo upravleniya elektropitaniem potrebitely elektricheskoy energii [Power control device for electricity consumers]. Patent RF, no. 148507, 2014 (in Russian).
4. Churkin Y.G., Sidorov Y.B., Belousov P.A., Mozaev Y.A., Alontceva E.N. Smart Energy. Base Soft. Certificate to computer program RF no. 2014616602, 2014 (in Russian).
5. Churkin Y.G., Sidorov Y.B., Belousov P.A., Fomin A.I., Alontceva E.N. Smart Energy. Control Soft. Certificate to computer program RF no. 2014660141, 2014 (in Russian).

### Authors

**Alontseva** Elena Nikolaevna, Assistant Professor  
E-mail alenika@iate.obninsk.ru

**Belousov** Pavel Anatol'evich, Assistant Professor  
E-mail bpaapl@gmail.com

# РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРМОПУЛЬСАЦИЙ ФРАГМЕНТА КОЛЛЕКТОРНОГО УЗЛА ТЕПЛООБМЕННИКА СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ И РАСХОЛАЖИВАНИЯ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ

**С.М. Дмитриев, Р.Р. Рязапов, А.Е. Соборнов, А.В. Котин, А.В. Мамаев**

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева.  
603950. Нижний Новгород, ул. Минина, 24*



Разработана и изготовлена экспериментальная модель фрагмента коллекторного узла теплообменника системы очистки и расхолаживания водо-водяных реакторов. С использованием данной модели проведены экспериментальные исследования температурного состояния.

Получены экспериментальные распределения температуры в характерных зонах исследуемого коллекторного узла. Определены наиболее термически напряженные зоны теплообменной поверхности. Выполнен анализ интенсивности пульсаций температур теплообменной поверхности и потока теплоносителя в различных зонах, представлены статистические и спектральные характеристики пульсаций температуры. Предложены решения, направленные на снижение интенсивности термопульсаций.

Разработана расчетная модель фрагмента коллекторного узла теплообменника, даны рекомендации по построению расчетных моделей. Приведены результаты численного моделирования нестационарного температурного состояния и характеристики температурных пульсаций при различных режимах обтекания модели с применением CFD-кода ANSYS CFX 14.0.

Произведен сравнительный анализ экспериментальных и расчетных данных. Показано, что расчетные данные совпадают с экспериментальным с достаточной точностью, что дает возможность использовать построенную расчетную модель при дальнейшем обосновании конструкции теплообменника.

**Ключевые слова:** теплообмен, температурное состояние, термопульсации, теплоноситель, коллекторный узел, CFD.

## ВВЕДЕНИЕ

Существенное влияние на ресурс высоконапряженного теплообменного оборудования оказывают гидродинамические и термодинамические процессы, сопровождающиеся пульсациями температур. Температурные пульсации могут вызывать значительные колебания температурных напряжений теплообменной поверхности, приводящих к усталостному разрушению элементов оборудования. При проектировании оборудования теплоэнергетических установок необходимо учитывать пульсации температур и путем

© С.М. Дмитриев, Р.Р. Рязапов, А.Е. Соборнов, А.В. Котин, А.В. Мамаев, 2015

рационального выбора режимных параметров или применения специальных конструктивных решений снижать их до допустимого уровня, чтобы обеспечить надежную эксплуатацию оборудования в течение требуемого срока службы [1–3]. Определение характеристик термопульсаций зачастую связано с проведением эксперимента. Однако обоснование конструкции теплотехнического оборудования ЯЭУ на основании проведения полномасштабных экспериментальных исследований гидродинамики и теплообмена на опытных образцах оборудования сопровождается чрезвычайно большими затратами. В современных условиях наиболее перспективен расчетно-экспериментальный подход с применением CFD-кодов, который позволяет снизить расходы при проектировании теплообменных аппаратов. Экспериментальные исследования, выполняющие функцию инструмента для верификации программных средств, в рамках данного подхода следует проводить на масштабных моделях оборудования или отдельных его узлах.

В работе реализован расчетно-экспериментальный подход с применением трехмерного теплогидравлического кода ANSYS CFX 14.0. Результаты комплексных исследований пульсаций температуры, обусловленных наличием смешанной конвекции, получены на модели фрагмента коллекторного узла теплообменника. Работа посвящена выбору оптимальных режимных параметров и конструктивных решений, обеспечивающих снижение интенсивности пульсаций температуры, а также разработке рекомендаций для адаптации методик численного моделирования термопульсаций в исследуемой модели теплообменника.

## **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЯ**

Экспериментальные исследования проводились на теплогидравлическом стенде ФТ-80, входящем в состав экспериментальной базы кафедры «Атомные и тепловые станции» НГТУ им. Р.Е. Алексеева. Стенд представляет собой три гидравлически замкнутых контура, имитирующих энергетическую установку. По первому контуру циркулирует греющий теплоноситель, по второму – рабочее тело, по третьему – охлаждающая вода. В качестве теплоносителя и рабочего тела используется вода высокой степени чистоты. Конструкция стенда позволяет проводить исследования в диапазоне режимных параметров, соответствующих современным ЯЭУ.

Экспериментальный участок включен в состав первого и третьего контуров стенда. Общий вид экспериментального участка представлен на рис. 1. Исследуемая модель состоит из следующих основных элементов: корпуса 1; двух боковых плоских крышек 2, 3; коллекторного узла 4, образованного из верхнего и нижнего коллекторов, соединенных между собой шестью прямыми трубками Ø20×2.5 мм; рассекателя 5; решетки сопротивления 6; боковых 7, 8 и торцевых стенок 9, 10, установленных таким образом, чтобы они образовывали канал прямоугольного сечения, в котором размещена коллекторная сборка; патрубков подвода 11–14 и отвода теплоносителя к исследуемому участку 15; штуцеров вывода термопреобразователей 16; крепежных деталей и т.д. Общая длина модели составляет 1250 мм, диаметр модели – 700 мм. Длина исследуемой части теплообменной поверхности – 360 мм, диаметр – 450 мм.

Движение греющего теплоносителя осуществляется в межтрубном пространстве, движение охлаждающей воды – внутри труб. Принцип движения охлаждающей воды – принудительная циркуляция. Нижний коллектор экспериментальной модели является выходом, а верхний – входом охлаждающей воды.

В модели теплообменника предусмотрено несколько различных вариантов подвода теплоносителя к коллекторному узлу, для чего теплообменник снабжен четырьмя патрубками, три из которых расположены в центральном сечении модели, а один на крышке корпуса [4].

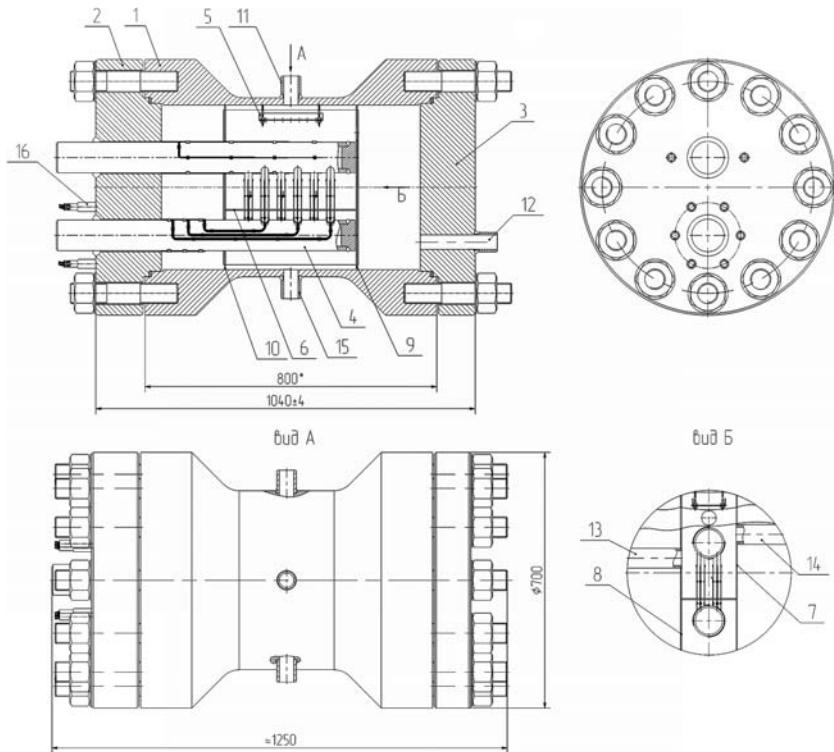


Рис. 1. Общий вид модели теплообменника

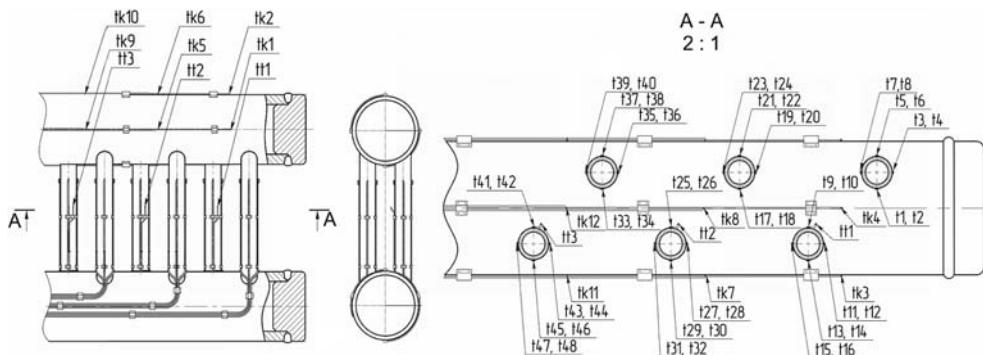


Рис. 2. Схема расположения термопреобразователей в модели

Для исследования поля температуры в модели использовались хромель-копелевые микротермопреобразователи с индивидуальной градуировочной характеристикой (погрешность градуировки  $\pm 0,2^\circ\text{C}$ ). Чувствительная часть датчика прокатана до диаметра 0,5 мм. Поскольку зоны заделки труб в коллекторы и трубные доски часто подвержены разрушению в результате воздействий пульсаций температур, в модели реализованы следующие способы установки термопреобразователей (рис. 2.):

$t_{1,3,\dots,47}$  – датчики, расположенные в металлизированных пазах на поверхности теплообменных труб в сечении, отстоящем от верхнего коллектора на 20 мм (в четырех диаметрально противоположных точках окружности);

$t_{2,4,\dots,48}$  – датчики, установленные в том же сечении в потоке теплоносителя над поверхностью теплообменных труб соосно с металлизированными:

tt1,2,3 – вынесенные потоковые термопары, установленные над поверхностью теплообменных труб в сечении, расположенным на 30 мм ниже.

Определение наиболее термически напряженных зон верхнего коллектора осуществлялось при помощи металлизированных термопреобразователей tk1,2...12, установленных на поверхности верхнего коллектора (в трех сечениях, в четырех диаметрально противоположных точках окружности).

Укрупненно методика проведения экспериментальных исследований заключалась в последовательном выполнении следующих действий:

- организация циркуляции рабочих сред через экспериментальную модель посредством коммутации запорной арматуры;
- обеспечение и поддержание режимных теплофизических параметров;
- стабилизация теплофизических параметров, ожидание окончания переходных процессов;
- запись временных реализаций температурных полей, расходов греющего теплоносителя и охлаждающей воды, расчет их статистических, корреляционных и спектральных характеристик.

В эксперименте была реализована следующая схема движения теплоносителя: по верхнему варианту подвода теплоноситель попадал в исследуемый канал, омывал коллекторную сборку и затем, минуя решетку-сопротивление, отводился через патрубок, расположенный в нижней части корпуса модели. В первой серии экспериментов теплоноситель попадал непосредственно на верхний коллектор; во второй – с целью обеспечения выравнивания поля скорости на входе в исследуемый канал был установлен рассекатель. Исследования проводились в диапазонах температур 200 – 250 °C, массовых скоростей на входном участке 60 – 260 кг/(м<sup>2</sup>.с) и давления теплоносителя 9 – 12 МПа. Экспериментальное исследование термопульсаций фрагмента коллекторного узла теплообменника системы очистки и расхолаживания водо-водяных реакторов проводилось при низких скоростях принудительного движения теплоносителя. Диапазон чисел Рейнольдса составил от 1732 до 11650.

## МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

На основании чертежной документации была построена трехмерная геометрическая модель коллекторного узла. Общий вид модели с указанием основных конструктивных элементов представлен на рис. 3а. На основании геометрической модели была разработана тетраэдрическая конечно-элементная модель. По результатам предварительных расчетов, выполненных для стационарного случая, производились анализ сеточной сходимости и корректировка размеров пристеночных элементов, а также количества призматических слоев [5]. На рисунке 3б приведено сечение конечно-элементной модели. В увеличенном масштабе представлен вид призматических слоев.

Расчетная модель состоит из следующих основных элементов:

- корпусные конструкции (рассекатель, решетка-сопротивление) и коллекторная сборка;
- греющий теплоноситель;
- охлаждающая вода.

При решении задачи было создано две подобласти, связанные между собой (узел в узел) в процессе генерации сетки: сталь и несжимаемая жидкость (охлаждающая вода в коллекторе и греющий теплоноситель). Для подобластей были выбраны следующие математические модели:

- модель твердого тела для моделирования теплопереноса в корпусных конструкциях;
- несжимаемая жидкость для моделирования течения жидкости.

При задании математических моделей были учтены физические свойства применяемых материалов и рабочих сред (плотность, удельная теплоемкость, теплопроводность, молекулярная вязкость). На выделенные расчетные подобласти налагались граничные условия для подобласти 1: тип границы – стенка; на внешней стенке корпуса теплооб-

мен отсутствует (адиабатическая стенка), граничные условия на внутренних поверхностях определяются из условий связанных теплообмена; для подобласти 2: тип границы – вход (выход); на входе задается температура и массовый расход (в зависимости от режима работы). На поверхностях, контактирующих с металлом, граничные условия определяются из условий связанных теплообмена.

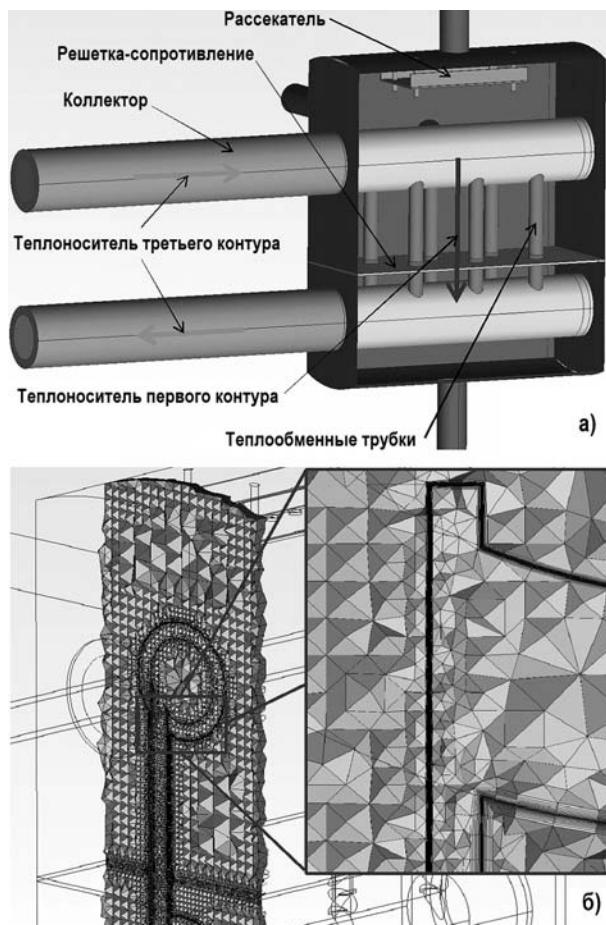


Рис. 3. Расчетная модель коллекторного узла: а) общий вид геометрической модели с боковым разрезом; б) сечение конечно-элементной модели

В процессе создания расчетной модели особое внимание уделялось выбору модели турбулентности. При проведении стационарного расчета использовалась SST-модель, поскольку результаты предварительных расчетных исследований давали наилучшую сходимость средних значений температуры с применением именно этой модели. Для нестационарного расчета выбрана SAS-SST-модель турбулентности дающая LES-подобные решения, позволяющие разрешить вихревые структуры [5 – 8]. При этом она работает в рамках RANS-подхода, существенно менее требовательного к вычислительным ресурсам, чем LES-подход.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Сравнительный анализ распределений температуры вблизи и на поверхности теплообменных труб для режимов до и после установки рассекателя позволил установить следующее:

- при малых массовых скоростях теплоносителя (от 60 до 110  $\text{кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ ) наличие

рассекателя практически не влияет на характер течения теплоносителя, что проявляется в совпадении показаний большинства термопреобразователей (разность показаний для режима с рассекателем и без него менее  $1^{\circ}\text{C}$ );

– по мере увеличения массовой скорости теплоносителя от 130 до 260  $\text{kg}/(\text{m}^2\cdot\text{с})$  температурное состояние коллекторного узла для режимов с рассекателем и без него начинает существенно различаться (разность между показаниями микротермопреобразователей для этих режимов, в основном, лежит в диапазонах от  $2,5^{\circ}\text{C}$  и выше); вероятно, подобный эффект в отсутствие выравнивания поля скорости обусловлен появлением направленных течений, отличных от режимов с использованием рассекателя;

– уровень температур, регистрируемых термопарами, установленными в потоке теплоносителя, в среднем несколько выше (на  $3 - 5^{\circ}\text{C}$ ) в режимах с рассекателем.

Анализ интенсивности пульсаций (среднеквадратическое отклонение) температуры позволяет сделать следующие выводы:

– при увеличении массовой скорости теплоносителя первого контура интенсивность пульсаций температуры, регистрируемой большинством металлизированных и потоковых термопар, установленных вблизи теплообменных труб, возрастает (рис. 4), а расположенных во фронтальной относительно набегающего потока части верхнего коллектора (рис. 5) – снижается с увеличением массовой скорости, что наиболее ярко выражено для режимов без рассекателя;

– уровень интенсивности пульсаций температуры как потока, так и металла для режимов без рассекателя превосходит аналогичный уровень в режимах с рассекателем в среднем в 1,5 раза. С увеличением скорости эта тенденция становится ярко выраженной.

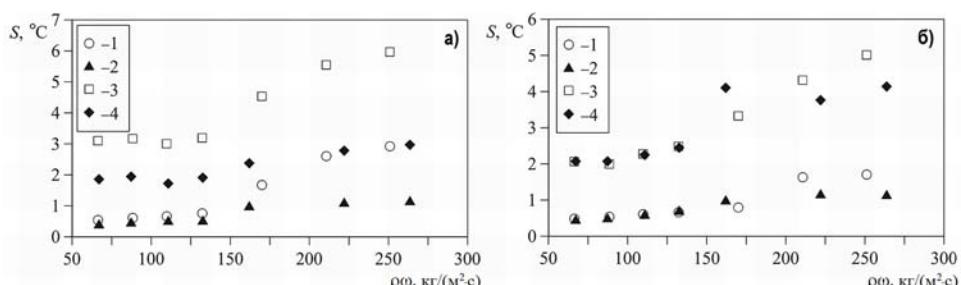


Рис. 4. Характерные зависимости интенсивности пульсаций температуры  $S$  потока 1 и поверхности теплообменных труб 3 без рассекателя, а также потока 2 и поверхности теплообменных труб 4 с рассекателем от массовой скорости теплоносителя  $\rho\omega$ : а) – центральная зона канала; б) – периферийная зона канала

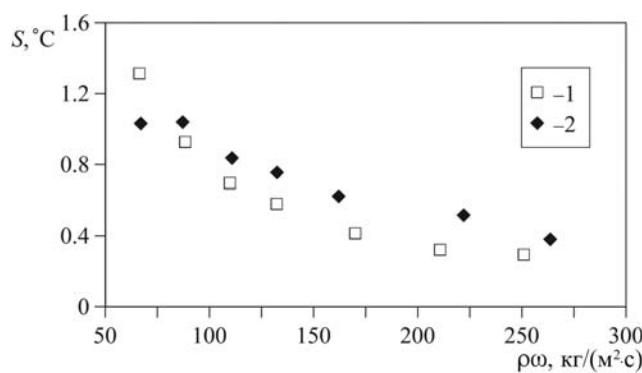


Рис. 5. Характерные зависимости интенсивности пульсаций температуры  $S$  фронтальной части верхнего коллектора от массовой скорости теплоносителя  $\rho\omega$

Таким образом, установка рассекателя изменяет характер обтекания коллекторного узла, благодаря чему снижается интенсивность пульсаций.

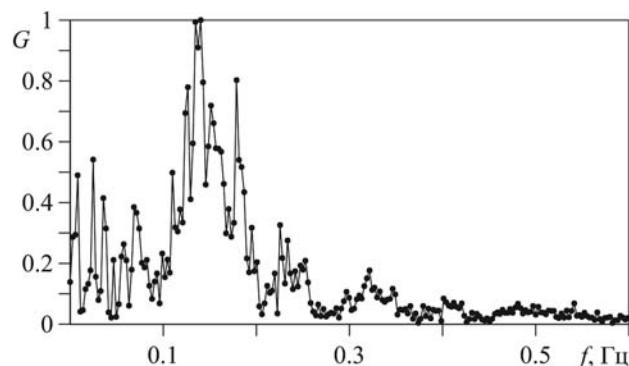


Рис. 6. Нормированная спектральная плотность пульсаций температуры стенки теплообменной трубы  $G$

Сравнительный анализ спектральных характеристик пульсаций температуры показал, что диапазоны частот, в которых сосредоточена основная энергия спектра, схожи для режимов без рассекателя и после его установки. Однако режимы без рассекателя характеризуются несколько большими значениями энергии спектров. Спектр пульсаций температуры стенки практически на всех реализациях имеет пики в области частот 0,08 – 0,2 Гц (рис. 6). Основная энергия спектра сгруппирована в полосе частот от 0 до 0,45 Гц. Установлено, что энергия колебаний температуры зависит от расхода теплоносителя первого контура. При этом наблюдается неравномерность распределения энергии колебаний по периметру теплообменных трубок, что свидетельствует о сложном характере движения теплоносителя.

С увеличением расхода теплоносителя количество металлизированных термопар, регистрирующих пульсации температур, спектры которых имеют выраженные максимумы, уменьшается, что наиболее характерно для режимов с рассекателем. Сглаживание спектров пульсаций, вероятно, происходит благодаря турбулизации потока в пристеночной области.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Расчетные исследования нестационарного температурного состояния и характеристик термопульсаций в модели коллекторного узла теплообменника проводились для варианта с рассекателем. Расчет произведен для четырех экспериментальных режимов, отличающихся расходом и температурой теплоносителя на входе в экспериментальный участок. В результате были получены временные реализации динамически изменяющегося процесса (рис. 7). По полученным реализациям производились построение и анализ распределений температур, рассчитывалась величина относительного отклонения расчетной величины от экспериментальной. Пример построения распределения температур по сечениям теплообменных труб представлен на рис. 8. Значения температуры в градусах Цельсия отложены по радиальной оси.

Расчетные данные хорошо согласуются с экспериментом. Количество точек, относительное отклонение которых не превышает 5%, составляет более 60%. При этом наилучшее совпадение средних значений расчетных и экспериментальных температур получено в потоке теплоносителя для точек, расположенных вблизи третьей и четвертой теплообменных труб. Наименьшей величиной относительного отклонения расчетной от экспериментальной температуры стенки характеризуются первая и третья теплообменные трубы.

В результате сравнительного анализа интегральных температур выхода рабочих сред из модели установлено, что величина относительного отклонения расчетной температуры от экспериментальной для рассмотренных режимов не превышает 4,5%.

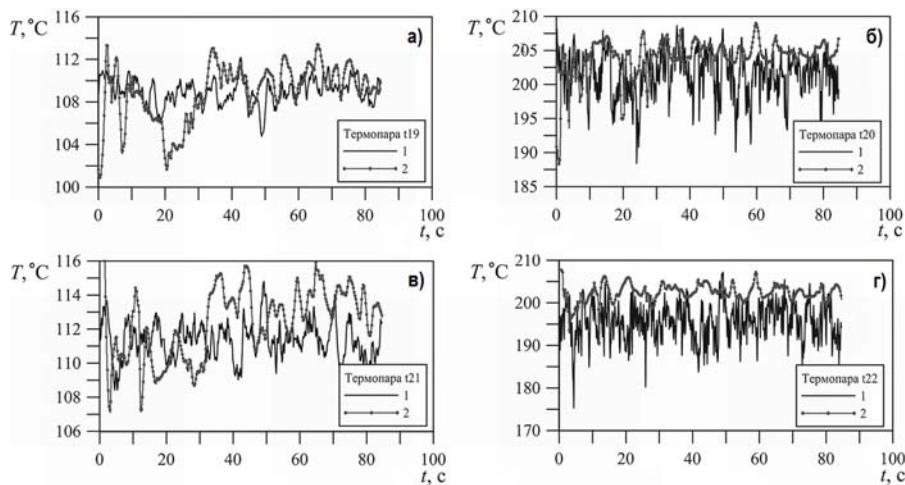


Рис. 7. Характерные экспериментальные 1 и расчетные 2 временные реализации пульсаций температур в стенке (а, в) и в потоке теплоносителя (б, г), полученные для теплообменной трубы

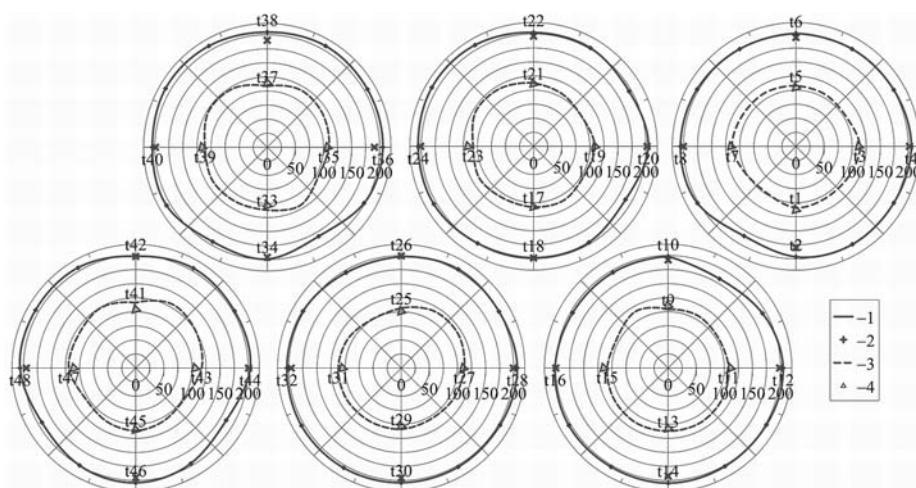


Рис. 8. Расчетное (1, 3) и экспериментальное (2, 4) распределения температуры в потоке теплоносителя и в стенках теплообменных труб

Сравнительный анализ статистических характеристик расчетных и экспериментальных пульсаций температуры, таких как интенсивность, взаимно корреляционная функция, спектральная плотность пульсаций показал, что

- расчетная величина интенсивности температурных пульсаций несколько выше экспериментальной, что наиболее характерно для температуры стенки;
- энергетические спектры пульсаций температур, полученные в результате расчета и эксперимента, имеют схожий характер.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных экспериментальных работ исследовано температурное состояние фрагмента коллекторного узла теплообменника. Установлено наличие термопульсаций, обусловленных существенными температурными градиентами, в результате которых возникают вторичные конвективные течения теплоносителя, а также образование отрывных течений за верхним коллектором в зоне размещения теплообменных труб. По полученным экспериментальным данным выявлены особенно-

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

сти обтекания потоком теплоносителя теплообменной поверхности. Определяющими для стенок коллекторного узла являются низкочастотные пульсации температуры в диапазоне 0,08 – 0,2 Гц амплитудой 6 – 10 °С. Погрешность измерения температуры в исследуемой области не превышает ±0,5°С.

Поскольку улучшение ресурсных характеристик теплотехнического оборудования связано со снижением уровня пульсаций температуры, сопровождающих процессы нестационарного теплообмена, на входном участке теплообменника смонтирован рассекатель. Установлено, что применение рассекателя эффективно при массовых скоростях теплоносителя свыше 130 кг/(м<sup>2</sup>·с).

Результаты экспериментального исследования температурного состояния коллекторного узла приняты для практического использования в ОАО «ОКБМ Африкантов». Сформированные таблицы данных применены для валидации результатов расчетов и уточнения расчетных моделей гидродинамических кодов, используемых при проведении расчетного обоснования конструкции теплообменников.

На основе CFD-кода ANSYS CFX разработана и апробирована расчетная модель, необходимая для моделирования температурного состояния фрагмента коллекторного узла теплообменника аварийного расхолаживания водо-водяных реакторов ЯЭУ.

### **Литература**

1. Судаков А.В. Пульсации температур и долговечность элементов энергооборудования. / А.В. Судаков, А.С. Трофимов. – Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд., 1989. – 176 с.
2. Судаков А.В. Напряжения при пульсациях температур. / А.В. Судаков, А.С. Трофимов. – М.: Атомиздат, 1980. – 64 с.
3. Будов В.М. Форсированные теплообменники ЯЭУ. / В.М. Будов, С.М. Дмитриев. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 174 с.
4. Рязапов Р.Р. и др. Экспериментальное исследование нестационарного температурного состояния и характеристик термопульсаций фрагмента коллекторного узла теплообменника ЯЭУ. / Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2013. № 4 (101). – С. 206 – 212.
5. ANSYS CFX-Pre User's Guide ANSYS, Inc. Release 14.0. 2011.
6. Козелков А.С. Математические модели и алгоритмы для имитационного моделирования задач гидродинамики и аэродинамики: учебное пособие./ А.С. Козелков и др. - Нижний Новгород, НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2014. – 164с.
7. Снегирев А.Ю. Высокопроизводительные вычисления в технической физике. Численное моделирование турбулентных течений: учебное пособие. / А.Ю. Снегирев. СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2009. – 143 с.
8. Menter F.R. Best Practice: Scale-Resolving Simulations in ANSYS CFD Version 11.0. ANSYS Germany GmbH, 2012. – 70 с.

Поступила в редакцию 02.07.2014 г.

### **Авторы**

Дмитриев Сергей Михайлович; ректор, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Рязапов Ренат Рамильевич, аспирант,  
E-mail: ryazapov.renat@gmail.com

Соборнов Алексей Евгеньевич, аспирант  
E-mail: wisestjedi@mail.ru

Котин Андрей Валерьевич, инженер  
E-mail: an.kotin@yandex.ru

Мамаев Александр Викторович, инженер  
E-mail: aleks\_may@mail.ru

## COMBINED NUMERICAL AND EXPERIMENTAL RESEARCHES OF TEMPERATURE PULSATIONS OF COLLECTOR UNIT FRAGMENT OF HEAT EXCHANGER CLEAN-UP AND COOLDOWN POWER NUCLEAR UNIT SYSTEMS

Dmitriev S.M., Ryazapov R.R., Sobornov A.E., Kotin A.V., Mamaev A.V.

Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev.

24, Minin st., Nizhny Novgorod, 603950 Russia

### ABSTRACT

An experimental model of collector unit fragment of heat-exchanger clean-up and cooldown power nuclear unit systems has been designed and manufactured. Experimental researches of temperature state have been carried out with the use of a given experimental model.

Experimental temperature dispersions in characteristic zones of collector unit under investigation have been obtained. Most thermally high-stress zones of heat-exchange surface have been determined.

Researches of intensity temperature pulsations of heat-exchange surface and coolant flow in different zones has been carried out. Static and spectral characteristics of temperature pulsations have been presented. Solutions focused on degradation of intensity temperature pulsations have been proposed.

Computation model of collector unit fragment of heat-exchanger has been developed. Computation models construction recommendations have been given. Results of numerical simulation transient temperature state and characteristics of temperature pulsations at the different regimes of flow of model using CFD- code ANSYS CFX 14.0. have been presented.

Comparative analysis of experimental and computation data has been carried out. It has demonstrated that computation data are as experimental data with adequate accuracy that allows to use constructed computation data at a further substantiation heat-exchanger construction.

**Key words:** heat-exchange, temperature state, temperature pulsations, coolant, collector unit, CFD.

### REFERENCES

1. Sudakov A. V. Pulsations of temperature and electrical equipment's component life. Leningrad. Energoatomizdat Publ., 1989. 179 p. (in Russian).
2. Sudakov A. V. Voltages at temperature pulsations. Moscow. Atomizdat Publ., 1980. 64 p. (in Russian).
3. Budov V. M. Forced heat exchangers of water cooled nuclear power unit. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. 174 p. (in Russian).
4. Ryazapov R. R. et al. Experimental investigation of transient temperature state and characteristics of temperature pulsations of collector unit fragment of heat-exchanger nuclear power unit. Proceeding of NSTU n.a. R. E. Alekseev. Nizhny Novgorod, NSTU n.a. R. E. Alekseev Publ., 2013, no. 4 (101), pp. 206-212 (in Russian).
5. ANSYS CFX-Pre User's Guide ANSYS, Inc. Release 14.0. 2011.
6. Kozelkov A.S. et al. Mathematical models and algorithms for service simulating test of hydrodynamics and aerodynamics tasks: work book. Nizhny Novgorod, NSTU n.a. R. E. Alekseev Publ., 2014. 164 p. (in Russian).
7. Snegirev A.Y. High performance computing in Applied Physics. Numerical simulation of turbulent flows: work book. St.-Petersburg. Politehnicheskij Universitet Publ.,

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

2009. 143 p. (in Russian).

8. Menter F.R. Best Practice: Scale-Resolving Simulations in ANSYS CFD Version 11.0. ANSYS Germany GmbH, 2012. 70 p.

### Authors

Dmitriev Sergey Mihaylovich, Rector, Professor, Dr.Sci. (Engineering)  
E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Rayzapov Renat Ramil'yevich, Assistant  
E-mail: ryazapov.renat@gmail.com

Sobornov Aleksey Yevgen'yevich, Postgraduate Student  
E-mail: wisestjedi@mail.ru

Kotin Andrey Valer'yevich, Engineer  
E-mail: an.kotin@yandex.ru

Mamaev Alexander Viktorovich, Postgraduate Student  
E-mail: aleks\_may@mail.ru

# ИССЛЕДОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБРАТНОГО КЛАПАНА СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ НА МАСШТАБНОЙ МОДЕЛИ

Д.Е. Балуев, Д.В. Гусев, С.И. Мешков, О.Л. Никаноров,

С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин, С.В. Рухлин, С.Ф. Шепелев

*Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африканова, ОАО «ОКБМ Африкантов». 603074, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15*



Представлены результаты экспериментальных исследований функциональных характеристик обратного клапана, применяемого в системе безопасности реактора с жидкостным теплоносителем на масштабной модели. Обратный клапан предложенной конструкции с запирающим элементом в виде полого шара имеет ряд существенных преимуществ по сравнению с наиболее распространенными клапанами с запирающим элементом в виде тарельчатой захлопки, заключающихся в независимости работы клапана от функционирования других систем безопасности и в отсутствии труящихся пар. Необходимость проведения экспериментальных исследований обусловлена новизной предложенной конструкции обратного клапана и отсутствием верифицированных методик расчетного обоснования функциональности обратных клапанов подобного типа. Представлены методика расчетного обоснования гидродинамических параметров предложенной конструкции обратного клапана и критерии подобия, описывающие его гидродинамические характеристики, численные значения которых были получены в ходе расчетов с использованием гидродинамического коммерческого кода ANSYS-CFX. Описана экспериментальная модель обратного клапана с двумя альтернативными видами запирающего элемента – в виде полого шара в опорной чаше и в виде полусферы на направляющем стержне, проходящем через опорную втулку на оси клапана. Дано краткое описание испытательного стенда. Гидродинамические характеристики модели клапана, полученные в ходе экспериментальных исследований, представлены на графиках в виде зависимостей от некоторых конструктивных и эксплуатационных параметров модели.

**Ключевые слова:** реактор с жидкостным теплоносителем, система безопасности, обратный клапан, гидродинамическая сила, критерии подобия, модель обратного клапана, стенд для испытаний

## ВВЕДЕНИЕ

При разработке перспективных проектов ЯЭУ с жидкостным теплоносителем (ЖМТ) [1] большое внимание уделяется конструированию и расчетному обоснованию систем безопасности [2].

© Д.Е. Балуев, Д.В. Гусев, С.И. Мешков, О.Л. Никаноров, С.Л. Осипов,  
С.А. Рогожкин, С.В. Рухлин, С.Ф. Шепелев, 2015

Одним из элементов системы безопасности реактора с ЖМТ является обратный клапан (OK) (рис. 1), перекрывающий течение теплоносителя в системе в режимах нормальной эксплуатации реактора и открывающий течение теплоносителя в режимах, требующих подключения системы безопасности. Прототипом для конструкции, представленной на рисунке, послужил обратный клапан реактора с жидкокометаллическим теплоносителем, приведенный в [3].

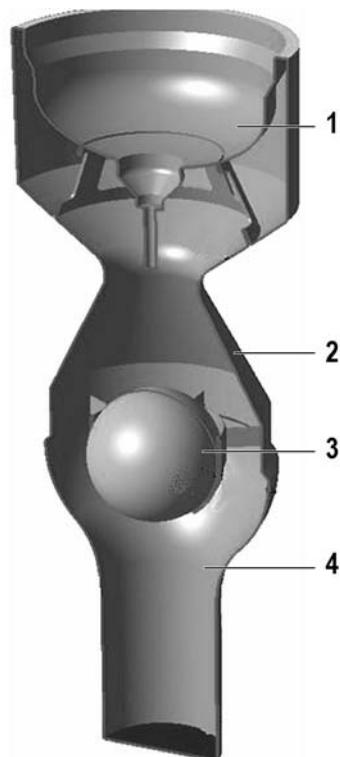


Рис. 1. Обратный клапан (в разрезе): 1 – днище теплообменника; 2 – проточная часть клапана; 3 – запирающий элемент; 4 – подводящий трубопровод

Существенным преимуществом конструкции OK по сравнению с наиболее распространенными клапанами с запирающим элементом в виде тарельчатой захлопки является, с одной стороны, независимость работы клапана от работоспособности других, важных для безопасности, систем реактора, а с другой – отсутствие в составе клапана взаимосвязанных конструктивных элементов и трущихся пар. Запирающий элемент перемещается в полости клапана исключительно за счет воздействия на него теплоносителя.

В настоящее время отсутствуют отработанные конструкции OK подобного типа и верифицированные методики их расчета.

В связи с этим был разработан комплекс экспериментальных исследований, на первом этапе которого необходимо было получить гидродинамические характеристики обратного клапана на масштабной модели. Эти исследования были выполнены на экспериментальном стенде, расположеннем в ОАО «ОКБМ Африкантов».

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАНИЙ

Основная сложность расчетного обоснования конструкции обратного клапана заключается в определении расхода теплоносителя, при котором OK закрывается. Эта функциональная характеристика работоспособности конструкции OK в целом может быть определена из уравнения баланса сил, действующих на запирающий элемент клапана:

$$m \frac{dw_m}{d\tau} = F_y + (m_o - m)g, \quad (1)$$

где  $m_o$ ,  $m$  – массы запирающего элемента и вытесненного им теплоносителя соответственно, кг;  $w_m$  – скорость перемещения запирающего элемента, м/с;  $\tau$  – время, с;  $g = 9,81$  м/с<sup>2</sup> – ускорение свободного падения;  $F_y$  – гидродинамическая сила, Н, действующая на запирающий элемент со стороны теплоносителя,

$$F_y = \int_S (p + \tau_w) dS, \quad (2)$$

где  $p$  – давление теплоносителя на поверхности запирающего элемента, Па;  $\tau_w = \mu_o dw_o/d\tau$  – касательное напряжение на поверхности запирающего элемента, Н/м<sup>2</sup>;  $w_o$  – скорость теплоносителя, м/с;  $S$  – поверхность запирающего элемента, м<sup>2</sup>;  $\mu_o$  – коэффициент динамической вязкости теплоносителя, Па·с.

В [4] при рассмотрении перемещения запирающего элемента обратного клапана под действием гидродинамической силы, действующей на него со стороны теплоносителя, постулируется как доказанный факт, следующий из опытов, что начав двигаться в направлении движения теплоносителя, запирающий элемент уже не останавливается до тех пор, пока не перекроет течение среды через клапан.

С учетом этого для определения расхода, при котором ОК закрывается, уравнение (1) можно рассматривать в стационарной постановке, определяя силу, создаваемую на поверхности запирающего элемента потоком обтекающего его теплоносителя, при которой запирающий элемент приходит в движение:

$$F_y = (m_o - m)g. \quad (3)$$

Для выбора масштаба модели обратного клапана с учетом возможностей имеющейся экспериментальной базы системы, состоящая из уравнений (2) и (3), была проанализирована на предмет выбора критериев подобия с помощью метода анализа размерностей [5, 6].

В результате были получены следующие четыре критерия:

- Рейнольдса  $Re = w_o \cdot l / v_o$ ;
- Эйлера  $Eu = \Delta p / (\rho \cdot w_o^2)$ ;
- Фруда  $Fr = w_o^2 / (g \cdot l)$ ;
- плавучести  $Bu = m_o / m$ ,

где  $l$  – характерный размер, в качестве которого был принят радиус наружной поверхности запирающего элемента ОК.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ И СТЕНД

В результате расчетного анализа натурной конструкции ОК с помощью CFD-кода ANSYS-CFX [7] (при использовании модели турбулентности SST) были получены значения расхода жидкometаллического теплоносителя, необходимого для закрытия обратного клапана, и перепада давления на ОК при работе системы безопасности реактора. На основании рассчитанных гидродинамических параметров работы ОК, значения критериев подобия получились следующими:  $Re = 2,1 \cdot 10^6$ ;  $Eu = 0,323$ ;  $Fr = 0,458$ ;  $Bu = 1,61$ .

С учетом результатов экспериментов и полученных значений критериев подобия для испытаний была создана модель, выполненная в масштабе 1:5 по отношению к размерам натурной конструкции обратного клапана. При испытаниях исследовались гидродинамические характеристики модели с запирающим элементом в виде полого шара (герметичного и заполненного водой), в исходном состоянии располагающегося в опор-

ной чаше (рис. 2а) или на тонкостенных ребрах (рис. 2б), а также полушария, соединенного с направляющим стержнем (рис. 2в).

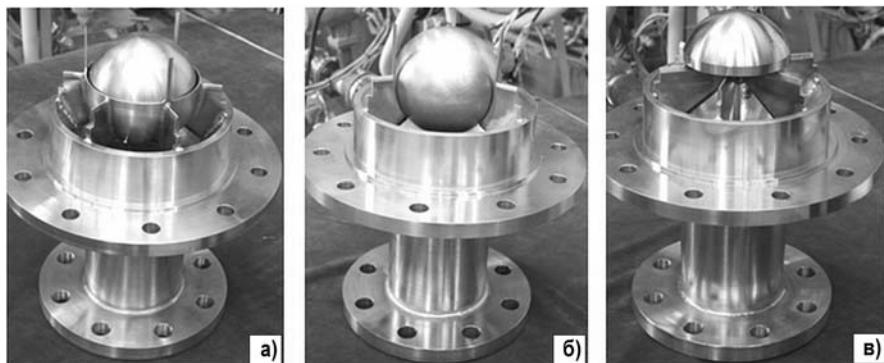


Рис. 2. Запирающий элемент модели обратного клапана: а) – полый шар в опорной чаше; б) – полый шар на опорных ребрах; в) – полушарие, соединенное с направляющим стержнем

В ходе предварительных испытаний конструкция модели с запирающим элементом в виде полушария, соединенного с направляющим стержнем, была отвергнута на основании сравнительного анализа получаемых гидродинамических характеристик модели и исходя из конструктивных соображений. Конструкция модели с запирающим элементом в виде полой сферы, в исходном положении располагающейся на тонкостенных ребрах, оказалась неработоспособной.

Поэтому в качестве «базового» варианта конструкции была принята модель с запирающим элементом в виде полого шара, в исходном положении располагающегося в опорной чаше, с зазором между ее поверхностью и поверхностью запирающего элемента. Величина зазора была выбрана из конструктивных соображений.

При исследовании зависимости гидродинамических параметров модели от положения запирающего элемента в опорной чаше шар перемещали с помощью регулировочных винтов так, что зазор в направлении движения воды увеличивался, а в экваториальной плоскости шара оставался неизменным. В предельном положении запирающего элемента в опорной чаше его экваториальная плоскость совпадала с кромкой опорной чаши.

Для получения зависимости расхода ЖМТ на закрытие модели от массы запирающего элемента полый шар заполнялся водой на 50 и 100 %.

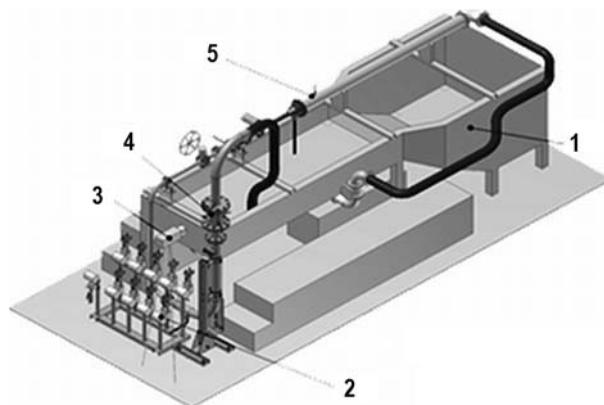


Рис. 3. Стенд для испытаний: 1 – гидролоток; 2 – контрольно-измерительные приборы; 3 – высокоскоростная камера; 4 – модель; 5 – трубопровод

Для исследования гидродинамических характеристик модели ОК был сконструирован стенд (рис. 3), включающий в себя модель, циркуляционный насос, гидро-

ток, соединительные трубопроводы, приборы для измерения расхода воды через модель и перепадов давления на запирающем элементе модели.

Модель обратного клапана испытывалась при значениях расходах воды от 0 до  $50 \text{ м}^3/\text{ч}$  и температуре воды  $33^\circ\text{C}$ . Экспериментальная погрешность для расходов менее  $3 \text{ м}^3/\text{ч}$  составляла  $\pm 0,023 \text{ м}^3/\text{ч}$ , а при расходах более  $40 \text{ м}^3/\text{ч}$  –  $\pm 0,310 \text{ м}^3/\text{ч}$ . Скорость запирающего элемента в момент закрытия клапана определялась косвенным путем по записям высокоскоростной видеокамеры. Погрешность определения скорости не превышала  $0,1 \text{ м}/\text{с}$ .

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ

График на рис. 4 иллюстрирует зависимость расхода ЖМТ на закрытие модели ОК от величины зазора в направлении движения воды между запирающим элементом и опорной чашей.

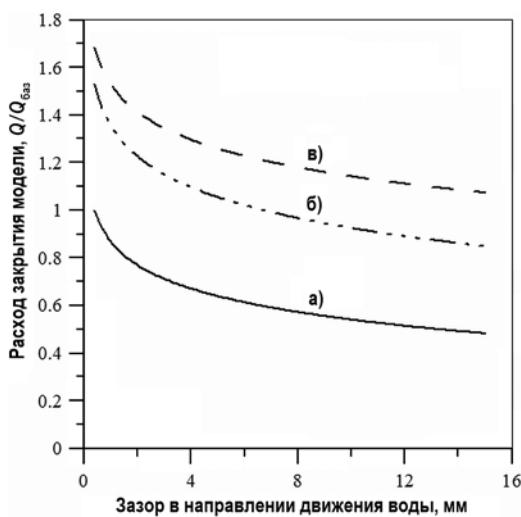


Рис. 4. Зависимость расхода закрытия модели от величины зазора между запирающим элементом и опорной чашей в направлении движения воды: а) – шар герметичный; б) – шар, заполненный водой на 50%; в) – шар, заполненный водой на 100%

Здесь и далее в качестве основы для сравнения приняты параметры «базового» варианта конструкции модели обратного клапана: величина зазора между шаром и опорной чашей в экваториальной плоскости шара  $\delta_{баз} = 0,4 \text{ мм}$ ; расход закрытия модели  $Q_{баз} = 27,1 \text{ м}^3/\text{ч}$ ; скорость шарового запирающего элемента в момент закрытия модели  $v_{баз} = 0,8 \text{ м}/\text{с}$ .

Как видно из графика, при увеличении зазора между шаровым запирающим элементом и опорной чашей расход закрытия модели уменьшается на 30 – 40 % в зависимости от степени заполнения шара водой. При заполнении шарового запирающего элемента водой до 100 % расход закрытия модели увеличивается в два раза по сравнению с герметичным запирающим элементом.

Для запирающего элемента в виде полушария, соединенного с направляющим стержнем, расход закрытия модели обратного клапана в экспериментах составил  $0,97 Q_{баз}$ .

Экспериментальные и расчетные исследования показали, что для закрытия модели без опорной чаши требуется расход, в несколько раз превышающий базовый.

Как показал анализ, выполненный с помощью кода ANSYS-CFX, опорная чаша формирует на всей поверхности лобовой части шарового запирающего элемента область повышенного давления, которая создает на шаре перепад давления, требуемый для закрытия клапана.

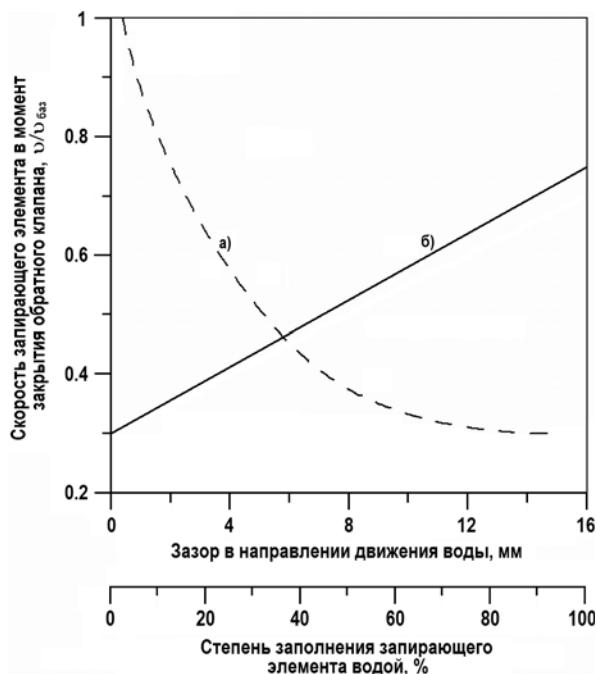


Рис. 5. Зависимости скорости запирающего элемента в момент закрытия модели ОК: а) – от величины зазора между запирающим элементом и опорной чашей в направлении движения воды; б) – от степени заполнения запирающего элемента водой

На рисунке 5а представлен график зависимости скорости запирающего элемента в момент закрытия модели обратного клапана от величины зазора в направлении движения воды между запирающим элементом и опорной чашей. Эта характеристика обратного клапана важна для обоснования его прочности.

Как видно из рисунка, с увеличением зазора в направлении движения воды между запирающим элементом и опорной чашей скорость запирающего элемента в момент закрытия модели ОК снижается почти в три раза.

В то же время с увеличением степени заполнения запирающего элемента водой от 0 до 100 % (рис. 2б) скорость запирающего элемента в момент закрытия модели ОК увеличивается в 2,5 раза.

Для запирающего элемента в виде полушария, соединенного с направляющим стержнем, скорость запирающего элемента в момент закрытия модели обратного клапана в экспериментах составила 0,75 $U_{баз}$ .

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные экспериментальные исследования позволяют сделать следующие выводы:

- принятая конструкция обратного клапана (полая сфера) является работоспособной только при наличии опорной чаши, в которой располагается запирающий элемент;
- величина зазора между запирающим элементом и опорной чашей существенно влияет на расход теплоносителя, при котором ОК закрывается, и на скорость запирающего элемента в момент закрытия ОК;
- при заполнении запирающего элемента теплоносителем расход, при котором ОК закрывается, увеличивается примерно в два раза.

Таким образом, в ходе проведенных исследований функциональных характеристик ОК с шаровым запирающим элементом была подтверждена способность данной конструкции выполнять функции, предъявляемые к обратным клапанам системы безопасности, и получены данные о гидродинамических характеристиках обратных клапанов по-

добного типа, позволившие верифицировать расчетную методику, применяемую при проектировании.

### Литература

1. Зарюгин Д.Г., Поплавский В.М., Рачков В.И., Сорокин А.П., Швецов Ю.Е., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Расчетно-экспериментальное обоснование проектной системы аварийного отвода тепла БН-1200 // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – Вып. 4. – С. 222–228.
2. Fast reactor database // IAEA-TECDOC-866, Vienna, 1996.
3. Fast breeder reactors: experience and trends. Proceedings of an international symposium on fast breeder reactors: experience and future trends organized by the International Atomic Energy Agency and held in Lyons, 22–26 July 1985. Vol. 2. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1986.
4. Ионатис Р.Р. Новиков А.И. Исследование гидродинамического аварийного устройства. В сб. «Гидроавтоматика», – М.: Наука, 1965.
5. Гухман А.А. Введение в теорию подобия. – М.: Высшая школа, 1963.
6. Шлихтинг Г. Теория пограничного слоя. – М.: Наука, 1974.
7. Vieser W., Esch T., Menter F., Smirnov P. Heat transfer predictions using advanced two-equation turbulence models, CFX Validation report, ANSYS Inc., 2008.

Поступила в редакцию 04.07.2014 г.

### Авторы

Балуев Дмитрий Евгеньевич, ведущий инженер-конструктор  
E-mail: nikonorov@okbm.nnov.ru

Гусев Дмитрий Владимирович, заместитель начальника отдела  
E-mail: ctp@okbm.nnov.ru

Мешков Сергей Иванович, начальник бюро  
E-mail: meshkovsr@okbm.nnov.ru

Никаноров Олег Леонидович, начальник бюро  
E-mail: nikonorov@okbm.nnov.ru

Осипов Сергей Леонидович, начальник отдела  
E-mail: osipovsl@okbm.nnov.ru

Рогожкин Сергей Александрович, заместитель начальника отдела  
E-mail: beerbraer@okbm.nnov.ru

Рухлин Сергей Вячеславович, начальник бюро  
E-mail: ctp@okbm.nnov.ru

Шепелев Сергей Федорович, главный конструктор проекта БН-1200  
E-mail: shepelev@okbm.nnov.ru

UDC 621.039.533

## STUDY OF FUNCTIONAL CHARACTERISTICS FOR SAFETY SYSTEM CHECK VALVE USING SCALED MODEL

Baluyev D.E., Gusev D.V., Meshkov S.I., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F.

Afrikantov OKB Mechanical Engineering, JSC «Afrikantov OKBM».  
15, Burnakovskij proezd, Nizhnij Novgorod, 603074 Russia

### ABSTRACT

The paper provides results of experimental scale model studies on functional characteristics of a check valve used in the safety system of a liquid-metal-cooled reactor. The proposed check valve design with a hollow ball as a blocking element has a number of substantial advantages compared with the most widely spread valves with

disc-type flaps used as blocking elements. The advantages are valve operation independent of functioning of other safety systems and absence of friction pairs. The need to conduct experimental studies is determined both by the novelty of the proposed check valve design and by absence of verified computational validation methods for functioning of this type of valves. In this connection, the paper presents a computational validation method for fluid-dynamic parameters of the proposed check valve design and similitude parameters describing fluid-dynamic characteristics of the check valve – numeric values of the similitude parameters were obtained in the course of calculations made by the ANSYS-CFX commercial fluid-dynamic code. The paper describes the experimental model of the check valve with two alternative options of the blocking element – one in the form of a hollow ball in a support bowl; and another one, in the form of a semi-sphere on a guide rod going through the support sleeve on the valve spindle. Provided is a brief description of the test facility. Check valve model fluid-dynamic characteristics obtained in the course of experimental studies are shown in diagrams as functions of some design and operation parameters of the model.

**Key words:** liquid metal cooled reactor, safety system, check valve, hydro-dynamic force, similarity criteria, check valve model, test facility.

#### REFERENCES

1. Zaryugin D.G., Poplavskij V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Shvetsov Y.E., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Experiment-calculated justification of design system of emergency heat removal BN-1200 // *Atomic Energy*. 2014, v. 116, iss. 4., pp. 222–228 (in Russian).
2. Fast reactor database. IAEA-TECDOC-866, Vienna, 1996.
3. Fast breeder reactors: experience and trends. Proceedings of an international symposium on fast breeder reactors: experience and future trends organized by the International Atomic Energy Agency and held in Lyons, 22–26 July 1985, v.2, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1986.
4. Ionatis R.R. Novikov A.I. Issledovanie gidrodinamicheskogo avariinogo ustroistva. V sb. «Gidroavtomatika». Moscow, Nauka Publ., 1965 (in Russian).
5. Gukhman A.A. Introduction in the theory of similarity. Moscow, Vysshaya Shkola Publ., 1963 (in Russian).
6. Shlikhting H. The theory of a boundary layer. Moscow, Nauka Publ., 1974 (in Russian).
7. Vieser W., Esch T., Menter F., Smirnov P. Heat transfer predictions using advanced two-equation turbulence models, CFX Validation report, ANSYS Inc., 2008.

#### Authors

Baluyev Dmitry Evgenievich, Lead Design Engineer

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Gusev Dmitry Vladimirovich, Deputy Head of Department

E-mail: ctp@okbm.nnov.ru

Meshkov Sergey Ivanovich, Head of Design Group

E-mail: meshkovsr@okbm.nnov.ru

Nikanorov Oleg Leonidovich, Head of Design Group

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Osipov Sergey Leonidovich, Head of Department

E-mail: osipovsl@okbm.nnov.ru

Rogozhkin Sergey Alexandrovich, Deputy Head of Department

E-mail: beerbraer@okbm.nnov.ru

Rukhlin Sergey Vyacheslavovich, Head of Design Group

E-mail: ctp@okbm.nnov.ru

Shepelev Sergey Fedorovich, Chief Designer of project of BN-1200

E-mail: shepelev@okbm.nnov.ru

# К ВОПРОСУ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КЕРМЕТНУЮ МАТРИЦУ НА ОСНОВЕ Y-Al ГРАНАТА В РЕЖИМЕ СВС

**Э.Е. Коновалов, А.И. Ластов, Н.А. Нерозин**

*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.*

*249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1*



Для окончательной изоляции от окружающей среды радионуклидов высокоактивных отходов (ВАО) разработан метод их иммобилизации в долговечную матрицу на основе Y-Al граната, обладающего высокой химической устойчивостью к природным средам. В работе использованы модельные системы, содержащие в качестве имитаторов радионуклидов ВАО Ce, Nd, Sm, Zr, Mo,  $^{238}\text{U}$  и  $^{241}\text{Am}$ . Синтез матричного материала с фиксацией в структуру Y-Al граната элементов, имитирующих радионуклиды ВАО, проводится в режиме энергосберегающей технологии самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС). Результаты рентгенофазового анализа синтезированных материалов показали, что элементы-имитаторы, а также уран и америций прочно входят в структуру Y-Al граната, который является основным новообразованием матрицы, пригодной для экологически безопасного захоронения. Полученные синтетические минералоподобные матрицы отличаются высокой водоустойчивостью, которая подтверждается очень низкой скоростью выщелачивания америция в воду, равной  $10^{-9} - 10^{-10}$  г/см<sup>2</sup>·сут. Высокая прочность фиксации америция в структуру Y-Al граната дополняется малой величиной уноса при высоких температурах, что связано с небольшой продолжительностью процесса. Предлагаемый метод иммобилизации ВАО, характеризующийся новизной, достойными технико-экономическими и экологическими показателями, может стать основой технологического процесса завершающего передела переработки отработавшего ядерного топлива.

**Ключевые слова:** высокоактивные отходы, актиноиды, иммобилизация, самораспространяющийся высокотемпературный синтез, матричные материалы.

Новая технологическая платформа ядерной энергетики, основанная на замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ), связана с созданием новых технологий регенерации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Прогрессирующее накопление продуктов переработки ОЯТ – высокоактивных отходов (ВАО), представляющих серьезную опасность для жизнедеятельности людей и окружающей среды, сдерживает развитие атомной энергетики. Образование ВАО требует решения проблемы их кондиционирования с полной изоляцией от биосферы. Одним из таких путей может стать иммобилизация ВАО в матричные материалы – аналоги природных минералов, обладающие высокой долговечностью и химической устойчивостью к естественным водным средам. Успешное применение этих матричных материалов определяется

© Э.Е. Коновалов, А.И. Ластов, Н.А. Нерозин, 2015

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

относительной простотой химико-технологических переделов их синтеза, что может иметь решающее значение при выборе промышленной технологии.

В настоящее время в рамках ЗЯТЦ еще не принято окончательного решения о приоритетной технологии переработки ОЯТ и о выборе матричного материала для изоляции ВАО.

Наиболее популярными из устойчивых матричных материалов считаются оксидные минералоподобные керамические новообразования, получаемые в твердофазных высокотемпературных химических процессах. Эти процессы являются завершающим переделом обращения с ВАО.

Применительно к водным способам переработки, по-видимому, наиболее перспективно извлечение из жидких ВАО отдельных групп радионуклидов с фиксацией их на сорбентах и высокотемпературной инкорпорацией в кристаллическую структуру синтезируемых минералоподобных образований. На конечной стадии кондиционирования ВАО могут использоваться метод холодного прессования с последующим высокотемпературным спеканием (ХПС), способ индукционного плавления в холодном тигле (ИПХТ) или самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС).

К устойчивым матричным материалам, пригодным для кондиционирования ВАО, относятся аналоги долговечных природных минералов на основе сложных оксидов титана, циркония, алюминия и редкоземельных элементов (РЗЭ). Среди последних основными считаются легкие лантаноиды (Ln), обладающие большим выходом при делении ядерного топлива. Вместе с другими продуктами деления они могут использоваться для формирования консервирующей матрицы при иммобилизации актиноидов (An). В таблице 1 приведено содержание элементов в выдержанном отработавшем топливе [1], определяющих вместе с младшими актиноидами состав фракции An – РЗЭ при фракционировании ВАО.

Таблица 1

**Примерное число атомов некоторых продуктов деления, образующихся при делении 1000 атомов урана в топливе, через 300 сут после прекращения цепной реакции [1]**

Элемент	La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Y	Zr	Mo	Сумма
Количество радиоактивных атомов	—	24	—	—	14	—	1	70	—	109
Общее количество атомов	68	149	59	186	14	23	48	320	248	1115

Синтезируемые аналоги долговечных минералов на основе титанатов, цирконатов и алюминатов являются наиболее распространенными матричными материалами для иммобилизации An, Ln и других элементов фракции An-Ln ВАО, образующими минералоподобные (керамические) матрицы. К ним, в первую очередь, относятся титанатные и цирконатные пирохлоры  $(\text{PZ}\text{Э}, \text{An}, \text{Ca}, \dots)_2(\text{Ti}, \text{Zr})_2\text{O}_7$  [2, 3], титанатные и алюминатные перовскиты  $(\text{Ca}, \text{PZ}\text{Э}, \text{An}, \dots)(\text{Ti}, \text{Al})\text{O}_3$  [4, 5] и Y-Al гранаты  $(\text{Y}, \text{Ln}, \text{An}, \text{Ca}, \dots)_3\text{Al}_5\text{O}_{12}$  [5], в которые изоморфно инкорпорированы актиноиды ВАО ( $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ), имеющие близкие легким Ln химические свойства и размеры ионов.

В работе продолжены начатые ранее [6] лабораторные исследования высокотемпературного синтеза матриц на основе Y-Al граната с инкорпорацией в его структуру Ce, Nd, Sm, Zr, Mo, U и  $^{241}\text{Am}$ . Указанные элементы, рассматриваемые как модельные отходы, имитируют изоморфные им элементы ВАО фракции An-РЗЭ.

Для синтеза матрицы при высоких температурах с одновременной фиксацией в структуры ее новообразований всех элементов-имитаторов применен энергосберегающий

способ – самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС), отличающийся высокими технико-экономическими показателями [7]. Основное достоинство метода состоит в использовании внепечной технологии для реализации высокотемпературного твердофазного экзотермического процесса в режиме металлотермического СВС. В ходе этого процесса после инициирования, например, электроподжигом, протекают самопроизвольные химические превращения при кратковременном разогреве реакционной смеси до температур 2000 – 2500 °С в волне горения, распространяющейся в исходной порошкообразной или подпрессованной шихте.

Схема формирования СВС-шихты приведена на рис. 1.

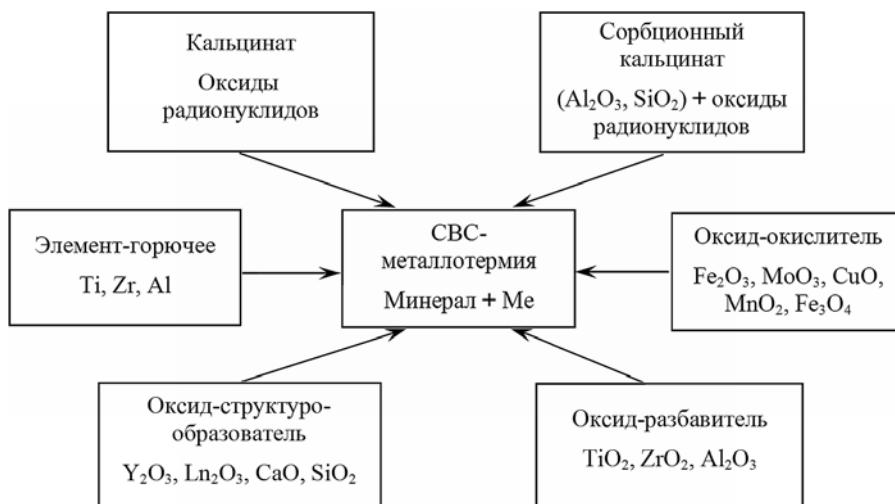
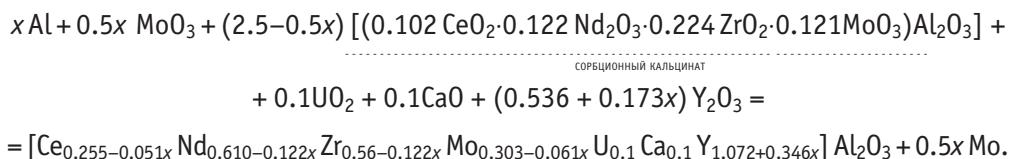


Рис. 1. Схема формирования СВС-шихты при иммобилизации фракции Ап-РЗЭ в минералоподобные матрицы

В состав шихты металлотермического СВС входят энергообразующие компоненты: горючее – металлические порошки элементов с большим сродством к кислороду (Al, Ti, Zr) и окислители – богатые кислородом оксиды, содержащие элементы металлов с относительно низким сродством к кислороду (Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, MoO<sub>3</sub>, MnO<sub>2</sub>, CuO и др.). В шихту также входят структурообразующие добавки, содержащие оксиды элементов, которые вместе с оксидами элементов горючего составляют основу формирования целевого СВС-продукта. К этим оксидам относятся, в основном, TiO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>, Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, SiO<sub>2</sub>, CaO, Ln<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Элементный состав СВС-шихты подбирается с учетом необходимости образования конкретного целевого продукта – минералоподобной матрицы (МПМ), пригодной для экологически безопасного захоронения.

Радионуклиды ВАО могут вноситься в СВС-шихту в форме кальцинатов ВАО или в форме сорбционных кальцинатов – сорбентов, содержащих извлеченные из жидких ВАО радионуклиды, на основе, например, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и TiO<sub>2</sub>, как это использовано в настоящей работе с применением элементов-имитаторов, урана и америция-241.

Рецептуру формирования СВС-шихты рассчитывают в соответствии с наиболее вероятным характером взаимодействия компонентов шихты по уравнению химической реакции образования иттрий-алюминиевого граната



Определяемое экспериментально значение «x» в уравнении соответствует созданию

оптимальных энергетических условий проведения СВС-процесса.

Кроме приведенного уравнения химической реакции (вариант I) в работе исследованы еще два близких процесса: вариант II, где вместо урана в шихту внесен  $\text{Sm}_2\text{O}_3$  (имитатор  $\text{An}$ ), и вариант III, где к шихте варианта I добавлен  $^{241}\text{Am}$ .

Для синтезированных образцов содержание в шихте элементов-имитаторов радионуклидов ВАО составляло около 10 масс.%; содержание урана – около 3 масс.%; удельная активность  $^{241}\text{Am}$  в образце МПМ –  $8 \cdot 10^7$  Бк/г.

СВС-процесс варианта III проводили в защитном боксе типа КНЖ-2, расположенном в помещении горячей лаборатории для работ по первому классу радиационной опасности. Передняя панель бокса была дополнительно облицована свинцовыми листами, а окна закрыты свинцовыми стеклами. Во внутреннем пространстве бокса размещено лабораторное оборудование, внешний вид которого приведен на рис. 2.

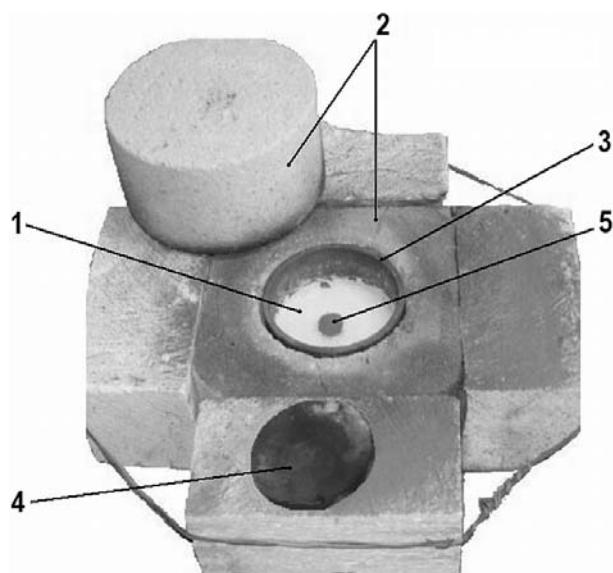


Рис. 2. Лабораторный участок для проведения СВС-процесса: 1 – СВС-шихта; 2 – шамот; 3 – тигель графитовый; 4 – крышка графитовая; 5 – инициирующая смесь порошков Al и Mg

В качестве реакционного сосуда использован графитовый тигель диаметром 60 мм с графитовой крышкой. СВС-шихту тщательно перемешивали, помещали в тигель, высушивали при температуре 120 – 130 °С и уплотняли вручную. На поверхность шихты помещали порцию смеси порошков Al и Mg, которую поджигали кусочком зажженной термитной ленты. Продолжительность СВС-процесса 1–2 мин.

Вслед за инициированием процесса графитовый тигель закрывали графитовой крышкой и крышкой из теплоизоляционного материала (шамот), после чего реакционный узел (см. рис. 2) плотно накрывали стеклянным колпаком. В ходе процесса из-под графитовой крышки наблюдалось выделение в объем стеклянного колпака газоаэрозольной фазы. Выхода аэрозоли в виде дыма из-под колпака в рабочий объем защитного бокса визуально не наблюдалось. Через несколько минут после окончания процесса атмосфера внутри колпака становилась совершенно прозрачной в результате осаждения аэрозоли на внутренней поверхности колпака.

При реализации процесса по варианту III, когда в СВС-шихту было введено 0,14 масс. %  $\text{AmO}_2$ , измерялась степень уноса  $^{241}\text{Am}$  из реагирующей шихты в газоаэрозольную фазу, которая составила 0,025 масс. %. Количество унесенного

америция определялось обмывкой внутренней поверхности колпака горячим раствором азотной кислоты.

Полученный СВС-продукт представлял собой закристаллизовавшийся материал, имеющий полости и раковины. Экспериментально определенная удельная поверхность этого материала составляла значение, равное  $20 \text{ м}^2/\text{г}$ .

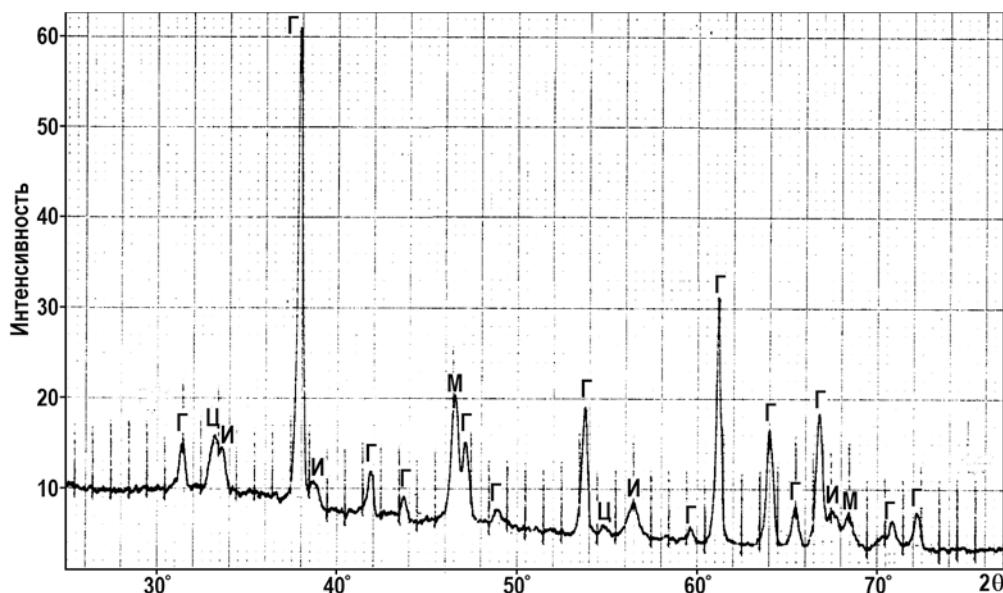


Рис. 3. Дифрактограмма пробы МПМ, взятой из центральной части образца СВС-продукта: Г – иттрий-алюминиевый гранат  $3\text{Y}_2\text{O}_3\cdot5\text{Al}_2\text{O}_3$ ; И –  $\text{Y}_2\text{O}_3$ ; М – металлический молибден; Ц –  $\text{CeO}_2$

Результаты рентгенофазового анализа образца, синтезированного по варианту I в соответствии с приведенным уравнением химической реакции, представлены дифрактограммой на рис. 3, где видно, что основными фазами образца являются целевые иттрий-алюминиевый гранат  $\text{Y}_3\text{Al}_5\text{O}_{12}$  и элементарный молибден. Наличие на дифрактограмме незначительных количеств фаз, идентифицированных как  $\text{CeO}_2$  и  $\text{Y}_2\text{O}_3$ , может быть объяснено трудностью их идентификации при столь малом содержании.

Из дифрактограммы следует, что синтезируемый матричный материал практически не содержит самостоятельных фаз оксидов элементов – имитаторов, включая оксиды урана, циркония и РЗЭ, которые вошли в структуру Y-Al граната, изолируясь от окружающей среды.

Долговечность матричных материалов оценивается экспериментально по измерению скорости выщелачивания в воду биологически значимых радионуклидов в соответствии с ГОСТ [8]. В работе исследована водоустойчивость синтезированного по варианту III матричного материала, содержащего америций-241.

Согласно ГОСТ [8], скорость выщелачивания  $^{241}\text{Am}$  вычисляли по формуле

$$R = A / (A_0 \cdot S \cdot t),$$

где  $R$  – скорость выщелачивания,  $\text{г}/\text{см}^2\cdot\text{сут}$ ;  $A$  – активность  $^{241}\text{Am}$ , перешедшего в воду за данный интервал времени,  $\text{Бк}$ ;  $A_0$  – удельная активность  $^{241}\text{Am}$  в СВС-продукте,  $\text{Бк}/\text{г}$ ;  $S$  – площадь поверхности образца, контактирующая с раствором,  $\text{см}^2$ ;  $t$  – продолжительность данного интервала времени выдержки, сут.

Результаты измерений скорости выщелачивания америция-241 в дистиллированную воду при  $20 - 25^\circ\text{C}$  иллюстрируются графиком на рис. 4.

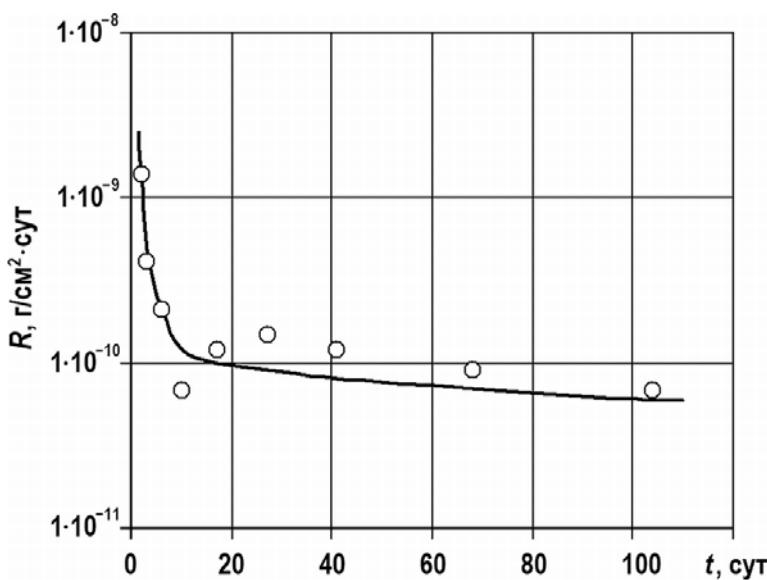


Рис. 4. Зависимость скорости выщелачивания  $^{241}\text{Am}$  из образца СММ в воду от времени выдержки СВС-продукта в воде

## Выводы

Полученные данные свидетельствуют о высокой химической устойчивости синтезированного матричного материала, которая подтверждается очень низкими скоростями выщелачивания актиноида на уровне  $10^{-9} - 10^{-10} \text{ г}/\text{см}^2 \cdot \text{сут}$  из образца с относительно большой рабочей удельной поверхностью. Согласно существующим требованиям [9], скорость выщелачивания в воду другого актиноида – плутония не должна превышать  $1 \cdot 10^{-7} \text{ г}/\text{см}^2 \cdot \text{сут}$ .

По многим определяющим параметрам разрабатываемый способ иммобилизации ВАО в режиме СВС выгодно отличается от альтернативных предложений, которые по причине сложности реализации технологии переработки высокоактивных материалов и высоких требований к качеству матриц до сих пор не нашли необходимого промышленного использования на фоне постоянного увеличения скапливающихся высокоактивных отходов.

## Литература

1. Holloway N. Atom, 1990, June, 404, p. 15.
2. Юдинцев С.В., Стефановский С.В., Че С. Изучение фазообразования в системах Ca-Sr-Ti-Zr(Hf)-O для оптимизации синтеза актинидных матриц на основе пирохлора// Физика и химия обработки материалов. 2008, №3. С. 70-80.
3. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Стефановский С.В., Джанг Я.Н. О новых актинидных матрицах со структурой пирохлора// Доклады Академии наук. 2001, т. 381, №3. С. 399-402.
4. Меркушкин А.О., Очкун А.В., Ровный С.И., Стефановский С.В. Перовскит  $M^{\text{I}}M^{\text{II}}O_3$  как матрица для включения актинидной фракции ВАО./ Радиохимия. 2009, т. 51, №2. С.170-174.
5. Бураков Б.Е., Андерсон Е.Б., Заморянская М.В. и др. Синтез керамики на основе граната  $(Y, Gd, \dots)_3 (Al, Ga)_5 O_{12}$  и перовскита  $(Y, Gd, \dots) (Al, Ga, \dots)O_3$  для иммобилизации актинидных отходов сложного химического состава // Вопросы радиационной безопасности. 2000, №1. С. 11-14.
6. Коновалов Э.Е., Мишевец Т.О., Юдинцев С.В. и др. СВС-иммобилизация высокоактивных отходов фракции An-Tc в металлокерамические матричные материалы.//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2011. - №4. – С. 39-44.
7. Глаговский Э.М., Куприн А.В., Коновалов Э.Е. и др. Способ иммобилизации высокоак-

тивных отходов – фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов (варианты). / Патент РФ № 2210824. Приоритет от 17.07.2001. Зарегистрирован в Государственном реестре изобретений РФ Москва, 20 августа 2003 г.

8. ГОСТ Р 25126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждаемых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания.

9. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование РАО. Требования безопасности. НП-019-2000. Москва, 2000 г.

Поступила в редакцию 10.07.2013 г.

### Авторы

Коновалов Эдуард Евгеньевич, ведущий научный сотрудник, канд. хим. наук  
E-mail: eekonovalov@mail.ru

Ластов Александр Иванович, ведущий инженер-исследователь,  
E-mail: chemlab@ippe.ru

Нерозин Николай Александрович, начальник научно-производственного комплекса,  
канд. техн. наук  
E-mail: nerozin@ippe.ru

УДК 621.039.736

## ON HIGH LEVEL WASTE IMMOBILIZATION IN Y-Al GARNET-BASE CERMET MATRIX UNDER SHS CONDITIONS

Konovalov E.E., Lastov A.I., Nerozin N.A.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power  
Engineering. 1, Bondarenko sq., Ochninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

A method of high-level radioactive waste (HLRAW) radionuclides immobilization in a long-lasting Y-Al garnet matrix has been developed for their ultimate isolation from the environment. This matrix material is notable for endurance and high chemical resistance to natural media. Model systems containing Ce, Nd, Sm, Zr, Mo,  $^{238}\text{U}$ , and  $^{241}\text{Am}$  as simulators of HLRAW radionuclides were used in the work. An energy-saving technology of self-propagating high-temperature synthesis (SHS) with good technical, economical and environmental performance was applied for synthesizing the matrix material with the radionuclides-simulators fixed in the garnet structure. The results of X-ray phase analysis proved the formation of Y-Al garnet with strong inclusion of the simulating elements in its structure.

The produced synthetic mineral-like matrices are notable for high water-resistance. This property is confirmed by a low rate of  $^{241}\text{Am}$  leaching that is equal to  $10^{-5}$  –  $10^{-6}$  g/m<sup>2</sup>·day. A high strength of  $^{241}\text{Am}$  fixation in the Y-Al garnet structure is supplemented with a low value of americium carry-over at high temperatures of the synthesis that is caused by a short duration of the SHS.

It is recommended to apply the proposed novel method of HLRAW immobilization for developing a technology of ultimate processing of spent nuclear fuels of NPPs.

**Key words:** high level waste, actinides, immobilization, self-extending high-temperature synthesis, matrix materials

### REFERENCES

1. Holloway N. Atom, 1990, June, 404, p. 15.
2. Yudintsev S.V., Stefanovskij S.V., Che S.. Izuchenie fazoobrazovaniya v sistemah Ca-Ce-Ti-Zr(Hf) – O dlya optimizatsii sinteza aktinidnyh matric na osnove pirochlora [Study of phase

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

- formation in Ca-Ce-Ti-Zr(Hf) – O systems for optimization of actinide matrices based on pyrochlore]. *Fizika i himiya obrabotki materialov*. 2008, no.3, pp. 70-80 (in Russian).
3. Lavyorov N.P., Yudincev S.V., Stefanovskiy S.V., Dzhang Ya.N. O novyh aktinoidnyh matritsah so strukturoy pirochlora [On new actinoid matrices with pyrochlore structure]. *Doklady Akademii nauk*. 2001, v. 381, no.3, pp. 399-402 (in Russian).
4. Merkushkin A.O., Ochkin A.V., Rovnij S.I., Stefanovskij S.V. Perovskit  $M^I M^{II} O$ , kak matritsa dlya vklyucheniya aktinidnoj fraktsii VAO [Perovskite  $M^I M^{II} O$ , as a matrix to include the actinide fraction of HAW]. *Radiohimiya*. 2009, v. 51, no. 2, pp. 170-174 (in Russian).
5. Burakov B.E., Anderson E.B., Zamoryanskaya M.V., Strykanova E.E., Yagovkina A.Ya. Sintez keramiki na osnove granata  $(Y, Gd, \dots)_3 (Al, Ga)_5 O_{12}$  i perovskita  $(Y, Gd, \dots) (Al, Ga, \dots)_3 O_6$  dlya immobilizatsii aktinidnyh otkhodov slozhnogo chimicheskogo sostava [Ceramics synthesis based on garnet  $(Y, Gd, \dots)_3 (Al, Ga)_5 O_{12}$  and perovskite  $(Y, Gd, \dots) (Al, Ga, \dots)_3 O_6$  to immobilize the actinide waste of complex chemical composition]. *Voprosy radiatsionnoj bezopasnosti*. 2000, no.1, pp. 11-14 (in Russian).
6. Konovalov E.E., Mishevec T.O., Yudincev S.V., Nikonov B.S., Boltoev Yu.D., Shulepov S.S. SVS-immobilizatsiya vysokoaktivnyh othodov frakcii An-Tc v metallokeramicheskie matrichnye materialy [SHS-immobilization of high active waste of An-Tc fraction in ceramic-metal matrix materials]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no.4. pp. 39-44 (in Russian).
7. Glagovskij E.M., Kuprin A.V., E.E. Konovalov, Pelevin L.P., Myshkovskij M.P., Dzekun E.G., Glagolenko Yu.V., Skobcev A.S. Sposob immobilizatsii vysokoaktivnyh othodov – frakcii transplutonievyyh i redkozemel'nyh elementov (varianty) [Method of immobilization for high active waste – fraction of trans-plutonium and rare-earth elements (versions)]. Patent RF № 2210824. Prioritet ot 17.07.2001. Zaregistrirovan v Gosudarstvennom reestre izobretenij RF. Moskva, 20 avgusta 2003 (in Russian).
8. GOST R 25126-2003. Othody radioaktivnye. Opredelenie himicheskoj ustoichivosti otverzhdyonnyh vysokoaktivnyh othodov metodom dlitel'nogo vyschelachivaniya [Radioactive waste. Determination of chemical stability of high active waste solidified by the method of long-term leaching] (in Russian).
9. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii. Sbor, pererabotka, hpanenie i kondicionirovanie RAO. Trebovaniya bezopasnosti Federal standards and regulations in the field of atomic power engineering. Collection, processing, storage and conditioning of RAW. Safety regulations]. NP-019-2000. Moscow, 2000 (in Russian).

### Authors

Konovalov Eduard Eugen'evich, Leading Scientific Researcher, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: eekonovalov@mail.ru

Lastov Aleksandr Ivanovich, Leading Engineer Researcher

E-mail: chemlab@ippe.ru

Nerozin Nikolaj Aleksandrovich, Deputy Director, Head of Research and Production Complex, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: nerozin@ippe.ru

# ВЛИЯНИЕ НЕОРГАНИЧЕСКИХ ЛИГАНДОВ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИОНООБМЕННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**А.С. Чугунов, А.В. Румянцев, В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев**

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет).*

*199013, Россия, г.Санкт-Петербург, Московский проспект, д. 26*



Жидкие радиоактивные отходы, как правило, содержат в своем составе соли минеральных кислот, концентрация которых может на несколько порядков превышать концентрацию полизарядных ионов радиоактивных металлов. При этом не исключена вероятность образования комплексов катионов металлов с анионами кислот. Для оценки влияния неорганических лигантов на сорбционные характеристики катионитов использовался метод элюирования миллиграммов ионов металла (cobальта, магния) из фазы сульфокатионита солями натрия. Изучены зависимости времени удержания полизарядных ионов металлов сульфокатионитом Dowex-50x8 как функции Ледена. Доказано, что лиганды минеральных кислот могут оказывать заметное влияние на эффективность катионообменной очистки растворов. Установлено, что формирующиеся монозарядные комплексы оказывают большее влияние на сорбционное поведение ионита, чем нейтральные комплексы, несмотря на то, что значение константы устойчивости монозарядных комплексов, как минимум, на порядок меньше константы устойчивости нейтральных комплексов.

Предложены практические методы минимизации влияния неорганических лигантов на коэффициент ионообменной дезактивации радиоактивных растворов.

**Ключевые слова:** жидкие радиоактивные отходы, ионный обмен, комплексообразование, неорганические лиганды.

Требование минимизации объема радиоактивных отходов диктуется соображениями радиационной безопасности и экономики. Значимость последнего фактора неизмеримо возросла с принятием в 2011 г. закона №190-ФЗ и соответствующих подзаконных актов [1]. В этом контексте особую актуальность приобретают задачи по повышению эффективности переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и, соответственно, сокращению объема вторичных отходов, подлежащих захоронению.

Одним из наиболее привлекательных путей решения задачи является применение ионообменных технологий, поскольку теоретически ионный обмен позволяет достигнуть любого, сколь угодно малого уровня остаточной концентрации извлекаемого из раствора вещества в фильтрате. На практике эффективность ионообменной очистки критическим образом зависит от химического состава жидких радиоактивных отходов и, в част-

© А.С. Чугунов, А.В. Румянцев, В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев, 2015

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ности, от наличия в растворах лигандов, которые способны переводить целевые элементы (радионуклиды) из катионной формы в сорбционно-неактивную молекулярную.

В отношении таких «типовых» для ЖРО органических лигандов, как, например, ЭДТА, оксалаты, СПАВ, этот факт принимается в расчет при создании технологических комплексов переработки отходов [2 – 6]. Однако даже при использовании таких сильнодействующих методов, как окисление органических соединений озоном, показатели качества «дезактивированных» сред не всегда и не полностью соответствуют нормативно закрепленным уровням вывода ЖРО из-под радиационного контроля.

Отметим, что в составе ЖРО всегда присутствуют нерадиоактивные продукты коррозии конструкционных материалов, в основном, железа, хрома, марганца и никеля. Ионы этих металлов, концентрация которых несизмеримо больше концентрации радионуклидов, способны связать в комплексные формы практически все органические лиганды. Кроме того, в состав ЖРО АЭС с реакторами типа ВВЭР комплексоны поступают уже в виде нерадиоактивных растворов комплексонатов цветных металлов [7], устойчивость которых значительно превышает устойчивость СоЭДТА и СоCit [8]. При долговременном хранении ЖРО оксалат-ионы практически нацело окисляются кислородом воздуха, а в кубовых остатках даже ЭДТА могут окисляться нитрат- и нитрит-ионами, причем катализаторами окисления являются ионы железа и марганца [9].

Эти обстоятельства, а также анализ данных по устойчивости комплексных соединений [8] позволяют предположить, что ограничения технологии глубокой переработки ЖРО ионным обменом могут быть связаны с процессами инактивации сорбции катионов неорганическими лигандами, которые до недавнего времени в расчет не принимались.

Между тем, соединения, способные связывать ионы поливалентных металлов ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  и др.) в комплексные формы различной степени устойчивости, присутствуют в ЖРО практически всегда. Эти лиганды могут поступать в радиоактивные среды

- с технической водой (сульфат-, гидрокарбонат-ионы);
- с отработанными дезактивационными композициями (орт- и полифосфаты, карбонат-ионы);
- за счет контакта с воздухом щелочных ЖРО (карбонат- и сульфид-ионы);
- в качестве компонентов технологических растворов (кислородные соединения бора) и др.

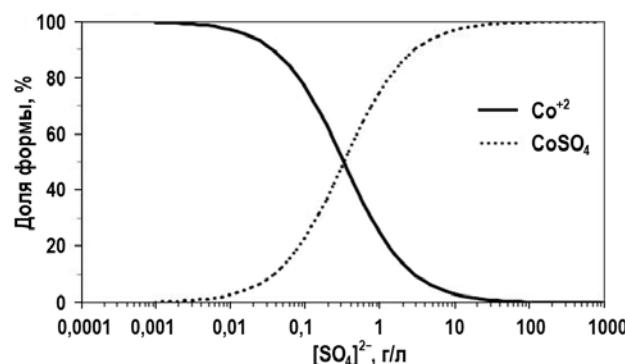


Рис. 1. Распределение форм существования кобальта в зависимости от концентрации сульфат-анионов. Аналитическая концентрация  $\text{Co}^{2+} = 59 \text{ мг}\cdot\text{дм}^{-3}$

Обоснованность гипотезы о влиянии неорганических лигандов иллюстрируется рассчитанными нами с использованием справочных данных [8] соотношениями между формами существования кобальта (II) в сульфатных растворах (рис.1). Как видно, значимые количества комплексных форм образуются уже при концентрациях сульфат-ионов в растворе порядка  $5 - 10 \text{ мг}\cdot\text{дм}^{-3}$ , что ниже предельно допустимой

концентрации сульфатов в технической воде [10, 11].

Удельная активность ЖРО, образующихся на АЭС, обычно составляет величину порядка  $1 \cdot 10^5$  Бк·дм $^{-3}$ . Установленный федеральными нормами уровень вмешательства для питьевой воды составляет 10 – 100 Бк·дм $^{-3}$  (в зависимости от радионуклидного состава [12]). Таким образом, доля радионуклидов, находящихся в форме комплексных сорбционно-неактивных соединений, не может превышать  $10^{-1} – 10^{-2}\%$ . Этим условным критерием и определяется комплекс технологических мероприятий, направленный на обеспечение требуемой эффективности ионообменного метода переработки ЖРО.

Для проверки гипотезы о влиянии неорганических лигандов на возможность глубокой переработки ЖРО проведены исследования по влиянию природы и концентрации лигандов на удержание катионообменной смолой двухзарядных катионов при их элюировании растворами различных составов.

Образец ионита Dowex-50x8 объёмом 25 см $^3$  загружался в стеклянную колонку высотой 500 мм и диаметром 11 мм, кондиционировался по общеизвестной методике [13] и переводился в рабочую форму промывкой раствором хлорида натрия концентрацией 58,5 г·дм $^{-3}$ . Перед введением пробы надслойная вода дренировалась до верхнего уровня сорбента. 20 см $^3$  раствора, содержащего 273,3 мг нитрата кобальта или 112,7 мг нитрата магния, мерной пипеткой вносилось в верхнюю часть колонки. Внесенный раствор дренировался до верхнего уровня слоя ионита, после чего сорбент отмывался от продуктов реакции 30 см $^3$  деминерализованной воды.

Элюирование металла проводилось раствором индивидуальных или смешанных солей натрия, приготовленным так, что общая концентрация натрия в каждом растворе составляла 9,2 г·дм $^{-3}$ . Смешанные растворы содержали комплексообразующий агент NaL и нитрат натрия в различных соотношениях. Анализ ионов металла в фильтрате проводили по стандартной методике [14].

На рисунке 2 приведены характерные зависимости десорбции кобальта смешанным раствором нитрата и сульфата натрия с постоянной концентрацией натрия и с различной концентрацией сульфат-ионов в элюенте.

На рисунке 3 представлены данные по изменению времени удержания ионов металлов сульфокатионитом Dowex-50x8 в зависимости от рассчитанных по литературным данным значений Ф для соответствующих комплексных форм, где Ф – функция закомплексованности, определяемая как [15]

$$\Phi = 1 + \sum \beta_i [L]^i,$$

где  $\beta$  – ступенчатая константа устойчивости;  $[L]$  – равновесная концентрация лиганда.

Полученные данные показывают, что время удержания ионов сорбентом определяется, в первую очередь, природой лиганда и составом формирующихся комплексных форм. Так двухзарядные сульфат-ионы, образующие молекулярные формы с катионами металлов, оказывают меньшее влияние на селективные свойства ионита, чем однозарядные анионы, комплексные формы с которыми только понижают заряд существующего в растворе иона по сравнению с зарядом центрального атома.

Этот феномен может быть объяснен с точки зрения общих законов ионообменных процессов. Принимаем, что в межфазном распределении участвуют все существующие в растворе компоненты. На неионогенные формы не распространяется закон Никольского и распределение Доннана, и их концентрация в фазе ионита практически равна концентрации в межгранулном растворе. Попадая во внутренний раствор, обединенный анионами, эти соединения диссоциируют с образованием двухвалентного катиона, в отношении которого действует эффект электроселективности, приводящий к закреплению значительной части двухзарядных катионов на

ионогенных группах. Десорбция из этого слоя возможна только свежими порциями элюата, свободными от этих катионов. Таким образом, совокупность процессов распределения неионогенных компонентов и диссоциации их достаточно слабых комплексных форм приводит к замедлению движения фронта.

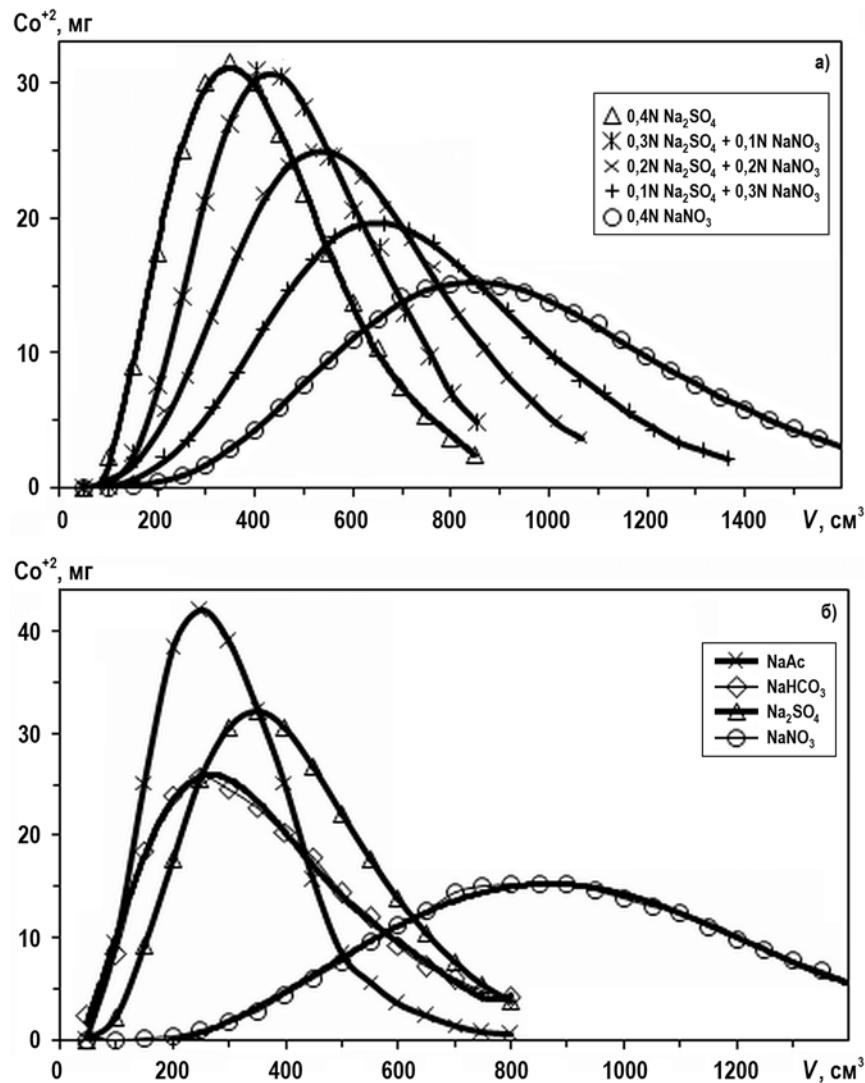


Рис. 2. Выходные кривые элюирования  $\text{Co}^{+2}$  из сульфокатионита Dowex-50x8 смешанными (а) и индивидуальными (б) солями натрия

Распределение заряженных форм происходит в соответствии с рядами селективности, положение ионов в которых определяется ионным радиусом компонента. Для сульфокатионитов при обмене равнозаряженных ионов определяющим является размер гидратированного иона, который у комплексной формы выше. Кроме того, ионная доля комплексной формы в растворе значительно ниже, чем элюирующего компонента – ионов натрия. Совокупность этих факторов и приводит к резкому снижению времени удержания двухзарядных катионов ионообменной смолой.

На практике ионы щелочных металлов практически всегда являются основными макрокомпонентами ЖРО, и именно их конкурирующее влияние будет определять эксплуатационные характеристики сорбента. Поэтому корректировка состава ЖРО с использо-

ванием наиболее распространенных в технологиях натриевых и, тем более, калийных солей должна быть сведена к минимуму.

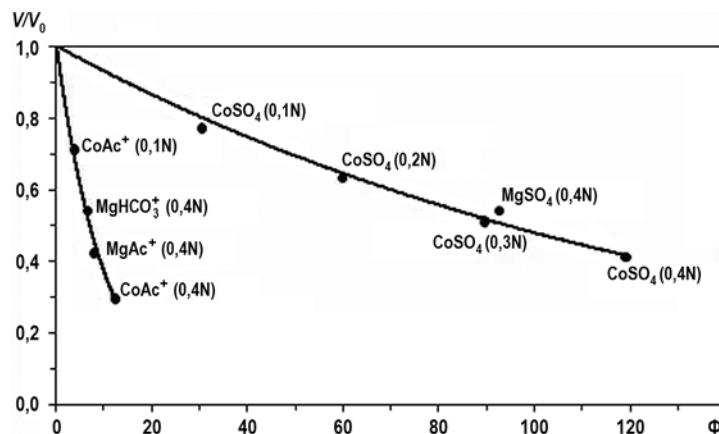


Рис. 3. Зависимость относительного положения концентрационных пиков от функции закомплексованности ( $V$  и  $V_0$  – положения максимумов хроматографических пиков для лиганда L и  $\text{NO}_3^-$  соответственно):  $K_{\text{уст}}(\text{CoSO}_4)=10^{2,47}$ ;  $K_{\text{уст}}(\text{MgSO}_4)=10^{2,23}$ ;  $K_{\text{уст}}(\text{CoAc}^+)=10^{1,46}$ ;  $K_{\text{уст}}(\text{MgAc}^+)=10^{1,27}$ ;  $K_{\text{уст}}(\text{MgHCO}_3^+)=10^{1,16}$  [8]

Отметим, что все рассматриваемые и потенциальные лиганды, способные к образованию комплексных форм с ионами полизарядных металлов, могут быть разделены на две группы – инактивируемые за счет изменения формы существования и за счет разрушения (выведения).

К последним относятся анионы аминокарбоновых (за исключением НТА), аминофосфоновых кислот и сульфат-ионы, анионы которых существуют в умеренно кислых растворах.

Комплексообразующие способности большинства других неорганических лигандов, а также органических кислот могут быть подавлены их протонированием. Степень кислотной инактивации зависит от значения константы диссоциации соответствующей кислоты. Протонизация лигандов (при  $pK > 3$ ) приводит к потере комплексообразующей способности ацетат-, оксалат-, цитрат-, гидрокарбонат-, фосфат-ионов. Инактивация лигандов может осуществляться

- умеренным подкислением растворов азотной кислотой;
- в процессе переработки ЖРО на водородных формах некоторых типов катионитов.

Перспективность второго подхода демонстрируется экспериментальными данными по ионообменной переработке низкосолевых радиоактивных отходов, содержащих преимущественно гидрокарбонат и фосфат-ионы (рис. 4). Представленные данные показывают, что время защитного действия катионита по радионуклидам цезия, которые не способны к комплексообразованию, при переходе от натрий-катионирования к сорбции на водородной форме увеличивается примерно в 1,5 раза, что согласуется с изменением константы обмена ионов цезия на противоионы [16]. В то же время по радионуклидам стронция изменение рабочей формы ионита на протонированную приводит к возрастанию времени защитного действия катионита примерно в четыре раза (рис. 4), что невозможно объяснить только изменением величины константы обмена  $k^{1/2}_{\text{Sr}, \text{Na}}$ . Для  ${}^{60}\text{Co}$  натриевая форма катионита не обеспечивает требуемого уровня очистки (рис. 4а). При использовании катионита в  $\text{H}^+$ -форме длительность фильтроцикла и коэффициент очистки ЖРО по  ${}^{60}\text{Co}$  резко возрастают, что может быть связано только с инактивацией лигандов за счет перехода моногидрофосфат-ионов в дигидрофосфат-ионы и карбонат-ионов в гидрокарбонаты.

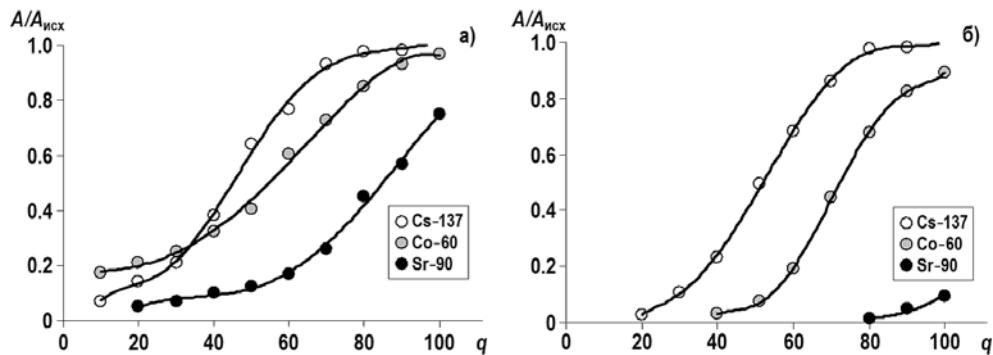


Рис. 4. Изменение удельной активности фильтрата при фильтрации ЖРО: а) – через  $\text{Na}^+$ -форму; б) – через  $\text{H}^+$ -форму катионита КУ-2;  $q$  – удельный расход,  $\text{dm}^3 \cdot (\text{dm}^{-3} \text{ смолы})$

## ВЫВОДЫ

По результатам феноменологического анализа эксплуатационных данных и экспериментальных исследований показано, что критическим фактором, ограничивающим эффективность (коэффициент очистки) ионообменной технологии переработки радиоактивных отходов, может быть наличие в растворах неорганических лигандов как природного, так и техногенного происхождения. Образуя с радионуклидами – катионами металлов соединения молекулярной природы, анионы неорганических кислот снижают концентрацию частиц, способных участвовать в ионном обмене и, соответственно, коэффициент очистки радиоактивных сред. При формировании низкозарядных катионных комплексов коэффициент ионообменной очистки также снижается, но за счет конкурирующего воздействия присутствующих в растворе щелочных металлов.

Для подавления процессов комплексообразования предлагается использовать в качестве фильтроматериалов протонированные формы катионообменных смол, что приводит к снижению дентатности лигандов за счет коррекции pH и, как следствие, к повышению эффективности массообмена в системе «раствор-ионит».

Тот же результат можно получить, подвергая ионообменной переработке растворы, разбавленные настолько, насколько это оправданно технологическими и экономическими соображениями.

Работа №651 выполнена в рамках базовой части государственного задания в сфере научной деятельности по Заданию №2014/191.

## Литература

1. Nечаев А.Ф., Чугунов А.С. Motivation and possibility for reducing the volume of radwastes. // Atomic energy. – 2014. – Vol. 115. – Iss. 6. – PP. 386-390.
2. Стахив М.Р. Комплекс переработки жидких радиоактивных отходов (КП ЖРО) Кольской АЭС. Основные итоги эксплуатации. / Сборник тезисов МНТК-2010, Москва, 2010. С. 287-289.
3. Чугунов А.С., Нечаев А.Ф., Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Шибков С.Н. Переработка высокосолевых борсодержащих жидких радиоактивных отходов. // Вопросы материаловедения, 1997, 5(11). С.15-21.
4. Tchugunov A.S., Nechaev A.F. Treatment of liquid radwaste with enhanced concentrations of organics. Proc. of the 8<sup>th</sup> Intern. Conf. ICEM'01. N.Y., – 2001. – PP.34.
5. Tchugunov A.S., Nechaev A.F., Shibkov S.N., Dmitriev S.A., Lifanov F.A. Processing of high-salinity low and intermediate levels liquid radioactive waste: first principles of technology organization and experimental substantiation. Proc. Intern. Conf. on radioactive waste management and environmental remediation ICEM'97. N.Y., 1997. – PP. 503-505.
6. Чугунов А.С., Нечаев А.Ф. Электростимулированная деструкция органических компонентов ЖРО: мотивация работы и суть метода. / Сб. трудов НТК «Научно-инновационное сотрудничество», Москва, 2002. – С. 32-33.

7. Архипов О.П., Брыков С.И., Сиряпина Л.А., Каширин Р.А., Петров А.Ю., Сальников А.А., Хромовских Е.В., Жуков А.Г., Вавер Г.А., Кутдюсов Ю.Ф., Будько И.О., Макарцев А.Н., Русакова М.В., Козлов В.Я. Результаты химических промывок парогенераторов на Волгодонской АЭС перед ППР-2005 и ППР-2006. / Сб. трудов VII Международного семинара по горизонтальным парогенераторам, Подольск, 2006.
8. Martell A.E., Smith R.M. Critical Stability Constants. Vol. 4 – 6; New York: Plenum, 1976, 1982, 1989.
9. Чугунов А.С., Нечаев А.Ф. Особенности проблемы «обезвреживания» радиоактивных концентратов атомных электростанций и пути ее решения. // Известия СПбГТИ(ПУ), 2011, №10 (36). С.32-38.
10. Кострикин Ю.М., Мещерский Н.А., Коровина О.В. Водоподготовка и водный режим энергообъектов низкого и среднего давления. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
11. Гороновский И.Т, Назаренко Ю.П., Некряч Е.Ф. Краткий справочник по химии. К.: Наукова думка, 1987.
12. СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)».
13. Полянский Н.Г., Горбунов Г.В., Полянская Н.Л. Методы исследования ионитов. М.: Химия, 1976.
14. ГОСТ 10398-76. Реактивы и особо чистые вещества. Комплексонометрический метод определения содержания основного вещества. Введ.01.07.1977. – М.: Стандартинформ, 2008.
15. Васильев В.П. Термодинамические свойства растворов электролитов. М.: Высшая школа. 1982.
16. Мархол М. Ионообменники в аналитической химии. В 2-х т. – М.: Мир, 1985.

Поступила в редакцию 09.07.2014 г.

### Авторы

Чугунов Александр Сергеевич, старший научный сотрудник,  
E-mail: [tchugunov@mail.ru](mailto:tchugunov@mail.ru)

Румянцев Алексей Вадимович, доцент,  
E-mail: [8\(812\)3151036\\_gummy@yandex.ru](mailto:8(812)3151036_gummy@yandex.ru)

Винницкий Вадим Александрович, инженер,  
E-mail: [ivinnicciy@gmail.com](mailto:ivinnicciy@gmail.com)

Нечаев Александр Федорович, профессор,  
E-mail: [anechaev@lti-gti.ru](mailto:anechaev@lti-gti.ru)

UDC 621.039.735

## INFLUENCE OF INORGANIC LIGANDS ON EFFECTIVENESS OF RADIOACTIVE WASTE ION-EXCHANGE PROCESSING

Chugunov A.S., Rumyantsev A.V., Vinnitskiy V.A., Nечаев А.Ф.

Saint-Petersburg State Institute of Technology (Technical University).  
26, Moskovskij prospekt, Saint-Petersburg, 199013 Russia

### ABSTRACT

Liquid radioactive wastes generated in various fields of nuclear science and technology, generally contain salts of mineral acids, which concentration can exceed by several orders of magnitude the concentration of radioactive polyvalent metal ions. Thus, formation of metal cations and acid anions complexes is possible. To evaluate the effect of inorganic ligands on the cation's sorption characteristics, the method of elution of metal ions (cobalt, magnesium) from cation exchanger with sodium was applied. The dependence of the retention time of polyvalent metal ions

by Dowex-50x8 on the Leden's function has been investigated. It is proved that the ligands of mineral acids can have a noticeable effect on the cation exchange efficiency. It is established that the forming multivalent complexes have larger impact to the ion exchanger sorption behavior, as compared to the neutral complexes, despite the stability value of the multivalent complexes is at least the order of magnitude less than that of the neutral complexes.

Some practical methods to minimize the impact of inorganic ligands on the ion-exchange effectiveness are suggested.

**Key words:** liquid radwaste, ion exchange, complexation, inorganic ligands.

#### REFERENCES

1. Nechaev A.F., Chugunov A.S. Motivation and possibility for reducing the volume of radwastes. *Atomic energy*. 2014, v. 1, iss. 6, pp. 386-390.
2. Stahiv M.R. Kompleks pererabotki zhidkikh radioaktivnyh othodov (KP ZhRO) Kol'skoj AJeS. Osnovnye itogi ekspluatacii [Complex for processing of liquid radioactive waste (LRW TC) Kola NPP. Main results of operation]. *Sbornik tezisov MNTK-2010* [Book of abstracts IRTC-2010]. Moscow, 2010, pp. 287-289 (in Russian).
3. Chugunov A.S., Nechaev A.F., Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Shibkov S.N. Pererabotka vysokosolevyh borsoderzhaschih zhidkikh radioaktivnyh othodov [Processing of high-salinated boron liquid radwaste]. *Voprosy materialovedenija*, 1997, 5(11), pp. 15-21 (in Russian).
4. Tchugunov A.S., Nechaev A.F. Treatment of liquid radwaste with enhanced concentrations of organics. Proc. of the 8<sup>th</sup> Intern. Conf. ICEM'01. N.Y., 2001, pp. 34.
5. Tchugunov A.S., Nechaev A.F., Shibkov S.N., Dmitriev S.A., Lifanov F.A. Processing of high-salinated low and intermediate levels liquid radioactive waste: first principles of technology organization and experimental substantiation. Proc. Intern. Conf. on radioactive waste management and environmental remediation ICEM'97. N.Y., 1997, pp. 503-505.
6. Tchugunov A.S., Nechaev A.F. Jelektrostimulirovannaja destrukcija organicheskikh komponentov ZhRO: motivacija raboty i sut' metoda [Electro-stimulated destruction of the organic components of liquid radioactive waste: the motivation of the work and the essence of the method]. Sb. trudov NTK «Nauchno-innovacionnoe sotrudnichestvo» [Coll. STC works «Scientific innovation cooperation】. Moscow, 2002, pp. 32-33 (in Russian).
7. Arhipov O.P., Brykov S.I., Sirjapina L.A., Kashirin R.A., Petrov A.Ju., Sal'nikov A.A., Hromovskikh E.V., Zhukov A.G., Vaver G.A., Kutdusov Ju.F., Bud'ko I.O., Makarcev A.N., Rusakova M.V., Kozlov V.Ja. Rezul'taty himicheskikh promyvok parogeneratorov na Volgodonskoj AES pered PPR-2005 i PPR-2006 [The results of chemical cleaning of steam generators at the Volgodonsk nuclear power plant before PPM-2005 and PPM-2006]. *Sbornik trudov VII Mezhdunarodnogo seminar po gorizontaльnym parogeneratoram* [Collection of works. 7<sup>th</sup> International Workshop on horizontal steam generators]. Podolsk, 2006. (in Russian).
8. Martell A.E., Smith R.M. Critical Stability Constants. Vol. 4-6; New York: Plenum, 1976, 1982, 1989.
9. Tchugunov A.S., Nechaev A.F. Osobennosti problemy «obezvrezhivanija» radioaktivnyh koncentratov atomnyh jeklektrostancij i puti ee reshenija [Features of the problem of «decontamination» of nuclear power plants radioactive concentrates and its solutions]. *Izvestiya SPbGTV(TU)*, 2011, no. 10 (36), pp. 32-38 (in Russian).
10. Kostrigin Ju.M., Meshcherskij N.A., Korovina O.V. *Vodopodgotovka i vodnyj rezhim jenergo-ob'ektov nizkogo i srednego davlenija. Spravochnik* [Water and water regime of power facilities low and medium pressure. Directory]. Moscow, Jenergoatomizdat. 1990. 248 p.
11. Goronovskij I.T., Nazarenko Ju.P., Nekrjach E.F. *Kratkij spravochnik po himii* [A brief guide to chemistry]. Kiev. Naukova Dumka Publ., 1987. 828 p. (in Russian).
12. SanPiN 2.6.1.2523-09 «Normy radiacionnoj bezopasnosti (NRB-99/2009)» [Radiation Safety Standards (RSS-99/2009)].
13. Poljanskij N.G., Gorbunov G.V., Poljanskaja N.L. *Metody issledovanija ionitov*

[Methods of investigation of ion exchangers]. Moscow. Chemistry Publ., 1976. 208 p. (in Russian).

14. GOST 10398-76. Reagents and super pure substances. Complexonometric method for determination of basic matter content. Moscow. Standartinform Publ., 2008 (in Russian).

15. Vasil'ev V.P. Termodynamicheskie svojstva rastvorov elektrolitov [Thermodynamic properties of electrolyte solutions]. Moscow. Vysshaja shkola Publ., 1982. 320 p. (in Russian).

16. Marhol M. Ionoobmenniki v analiticheskoy himii [Ion exchangers in analytical chemistry]. Moscow. Mir Publ., 1985 (in Russian).

#### Authors

Chugunov Aleksandr Sergeevich, Senior Researcher

E-mail: tchugunov@mail.ru

Rumyancev Aleksej Vadimovich, Associate Professor

E-mail: rymmmy@yandex.ru

Vinnitskij Vadim Aleksandrovich, Engineer

E-mail: ivinnicciy@gmail.com

Nechaev Aleksandr Fyodorovich, Professor

E-mail: anechaev@lti-gti.ru

УДК 621.039.543.4

# ФОРМИРОВАНИЕ ПОСТАВОК ЗАЩИЩЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА ДЛЯ СТРАН-РЕЦИПИЕНТОВ РОССИЙСКИХ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

**М.И. Федоров\*, А.И. Дьяченко\*\*, Н.А. Балагуров\*\*, В.В. Артисюк\*\***

\**Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ*

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

\*\**Негосударственное образовательное учреждение дополнительного профессионального образования «Центральный институт повышения квалификации Госкорпорации «Росатом»*

249031, Калужская обл., г. Обнинск, ул. Курчатова, 21.



Рассматриваются различные стратегии перевода реакторов ВВЭР-1000 на регенерированное урановое топливо для оценки необходимого времени формирования защищенной топливной загрузки реактора ВВЭР-1000 на основе урана, выделенного из отработанного топлива реактора того же типа, очищенного от миорных актинидов и продуктов деления. Показано изменение защищенности нарабатываемого плутония в отработавшем ядерном топливе реактора типа ВВЭР-1000, которое достигается посредством денатурирования плутония, через увеличения концентрации  $^{238}\text{Pu}$  в облученном топливе. Показано влияние начального присутствия изотопа урана  $^{236}\text{U}$  в свежем урановом топливе реактора ВВЭР-1000 на накопление ключевого с точки зрения формирования барьера против несанкционированного распространения изотопа плутония  $^{238}\text{Pu}$ . Дополнительно проведен анализ экономии урановых ресурсов для рассматриваемых стратегий перевода реакторов ВВЭР-1000 на топливо из регенерированного урана для расширения ресурсной базы АЭС России и стран-реципиентов.

**Ключевые слова:** регенерированный уран, выгорание, экономия ресурсов, отработанное ядерное топливо, ВВЭР-1000, денатурирование, рецикл, несанкционированное распространение.

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время стратегические цели Госкорпорации «Росатом» направлены на формирование глобального технологического лидерства Корпорации в атомной отрасли. Одной из таких целей является глобальная экспансия технологической платформы ВВЭР. Она направлена на укрепление позиций Корпорации на глобальном рынке атомных технологий за рубежом, сопровождаемое ростом поставок продукции и услуг Корпорации на всем жизненном цикле АЭС [1]. Отсутствие технологий обогащения и пе-

© М.И. Федоров, А.И. Дьяченко, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк, 2015

реработки ядерных материалов в странах-новичках приводит к необходимости транспортировки свежего и отработавшего ядерного топлива и, как следствие, значительных усилий по обеспечению защитных мер против несанкционированного распространения ядерных материалов.

Производство регенерированного урана из возвращенного облученного топлива стран-заказчиков либо из собственного отработанного топлива является дополнительной возможностью повышения защищенности от несанкционированного распространения ядерных делящихся материалов. Положительными составляющими использования регенерируемого ядерного топлива (РЯТ) на основе регенерата урана являются экономия урановых ресурсов и снижение сырьевой составляющей стоимости топлива. Для стран-заказчиков использование регенерированного урана может расширить ресурсную базу урана для экономии примерно на 17 – 18 % от полной загрузки активной зоны реактора топливом эквивалентного обогащения [2].

На сегодня в Российской Федерации накоплен более чем 30-летний опыт промышленного использования регенерированного урана для производства ЯТ, основанного на российских спецификациях (отработанное ядерное топливо (ОЯТ) ВВЭР-440 используется для фабрикации топлива РБМК), и более чем 15-летний опыт производства топлива из регенерированного урана для АЭС с реакторами PWR, BWR Западной Европы (Германия, Швейцария, Швеция, Голландия, Великобритания). В настоящее время произведено более 3000 ТВС, поставляемых в рамках контракта с AREVA NP [3].

С учетом того, что в существующей схеме перегрузки топлива ежегодно перегружается 1/5 активной зоны [4], в работе дается оценка времени формирования топливной загрузки реактора ВВЭР-1000 на основе регенерата. Рассматриваются различные стратегии перевода реакторов ВВЭР-1000 на использование регенерата урана в зависимости от имеющейся ресурсной базы регенерата: от одного реактора (страна-новичок), шести реакторов (страна с достаточно развитой ядерной энергетикой), шести реакторов с регенератором, сформированным из накопленного ОЯТ в пристанционном хранилище (838 ТВС) [5] (страна с развитой ядерной энергетикой и накопленным ОЯТ). Показано изменение защищенности нарабатываемого плутония в ОЯТ реактора типа ВВЭР в зависимости от времени использования регенерата в топливном цикле и сделана оценка экономии урановых ресурсов.

## ФОРМИРОВАНИЕ ТОПЛИВНЫХ ЗАГРУЗОК РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА ОСНОВЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

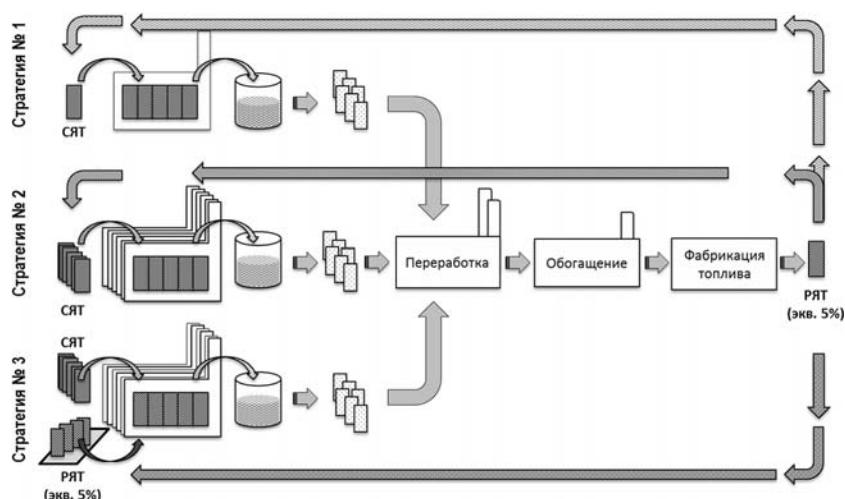


Рис. 1. Схема перевода реакторов ВВЭР-1000 на регенерированный уран для трех стратегий

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Схема формирования топливных загрузок на основе регенерированного урана для трех стратегий представлена на рис. 1.

В первой стратегии перевода реактора ВВЭР-1000 на регенерат урана отработавшее ENU- (Enrichment Natural Uranium) топливо после выдержки в бассейне-охладителе (пять лет) поступает на хранение, где накапливается необходимое количество материала для формирования 1/5 загрузки а.з. реактора, затем направляется на завод по переработке ОЯТ. Выделенный уран RepU (Reprocessed Uranium) дообогащается до требуемого уровня с учетом присутствия  $^{236}\text{U}$  и направляется на фабрикацию ядерного топлива ERU (Enrichment Reprocessed Uranium). Снаряженные таким топливом сборки загружаются в активную зону реактора. Компенсация начального присутствия  $^{236}\text{U}$  учитывалась, как описано в работе [4].

Накопление материала для формирования топлива для перегрузки 1/5 а.з. сборками из регенерированного урана занимает шесть лет, для переработки накопленного материала требуется шесть лет; таким образом, первую загрузку топлива из регенерата можно осуществить через 12 лет (рис. 2). В этой стратегии сырьевая составляющая стоимости топлива снижается незначительно из-за небольшого количества вовлеченных регенерированных сборок.

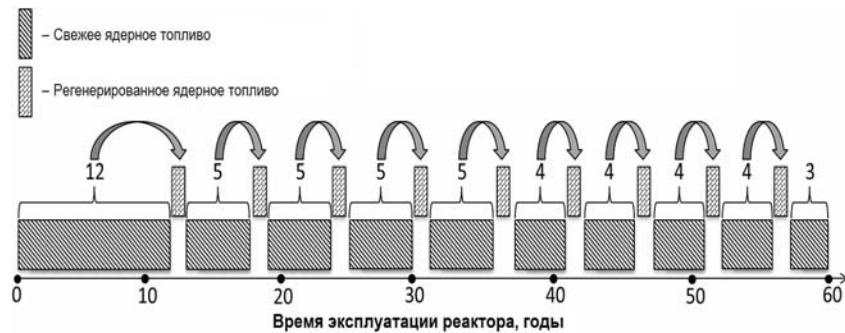


Рис. 2. Схема перегрузки реактора топливом из регенерата урана (стратегия № 1)

При анализе второй стратегии отработанное топливо шести реакторов ВВЭР-1000 перерабатывалось по схеме, аналогичной первой. Снаряженные таким топливом сборки загружаются в активную зону одного из шести реакторов. При формировании топлива для загрузки необходимо учитывать, что ОЯТ из шести реакторов не полностью используется для формирования 1/5 загрузки а.з. одного реактора. В течение эксплуатации реактора накапливается достаточно материала чтобы сформировать несколько годовых перегрузок а.з. для второго реактора (рис. 3)

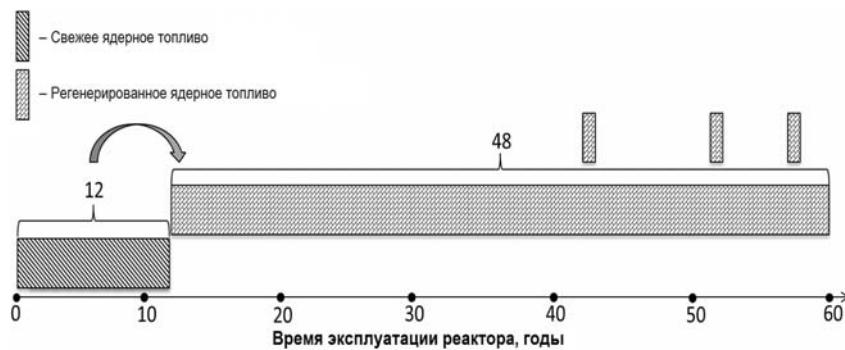


Рис. 3. Схема перегрузки реактора топливом из регенерата урана (стратегия № 2)

В третьей стратегии благодаря вовлечению отработавшего топлива пристанционных хранилищ в топливный цикл возможно снижение времени использования ENU-топли-

ва в одном из шести реакторов на четыре года (рис. 4).



Рис. 4. Схема перегрузки реактора топливом из регенерата урана (стратегия № 3)

### СНИЖЕНИЕ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ НАРАБАТЫВАЕМОГО Ри В ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

Регенерированный уран (RepU) содержит несколько изотопов урана, а именно,  $^{232}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$ , которые в природном уране не содержатся. Среди них только  $^{236}\text{U}$  играет важную роль в процессе образования  $^{238}\text{Pu}$  [6]. Изотопный состав RepU существенно меняется при рециклировании (рис. 5).

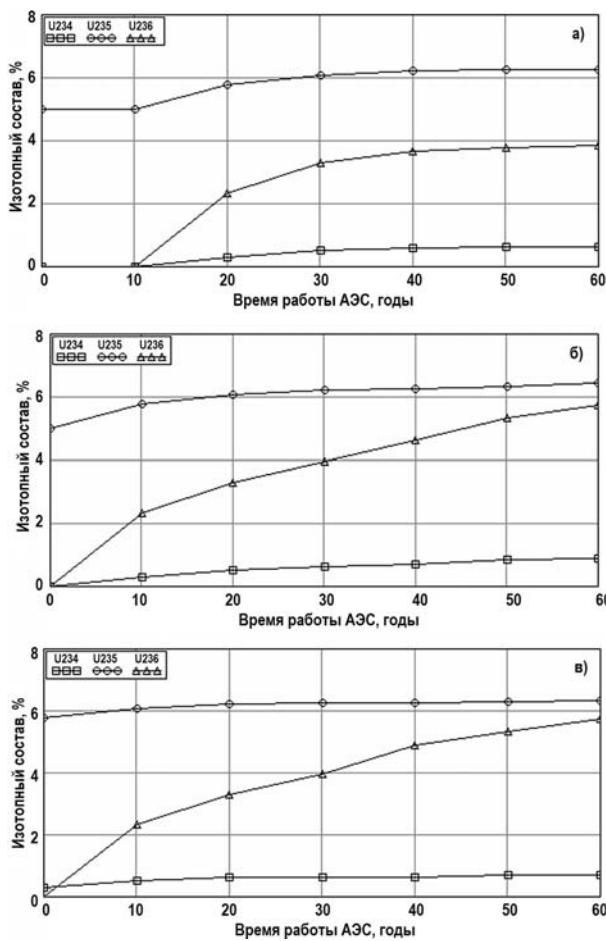


Рис. 5. Изменение изотопного состава RepU: а) – стратегия № 1; б) – стратегия № 2; в) – стратегия № 3

Из рисунка видно, что за время использования ERU в реакторе содержание  $^{236}\text{U}$  в нем возрастает от 3.84 до 5.75%. Увеличение концентрации  $^{236}\text{U}$  приводит к существенному росту  $^{238}\text{Pu}$  (рис. 6).

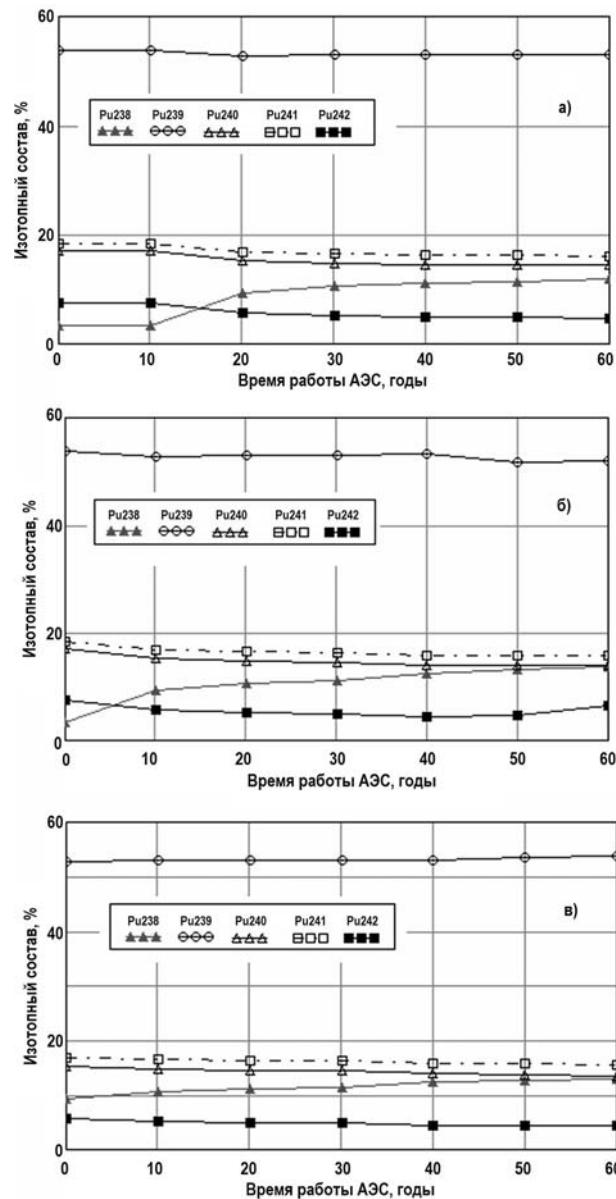


Рис. 6. Изменение изотопного состава Pu ОЯТ RepU: а) – стратегия № 1; б) – стратегия № 2; в) – стратегия № 3

Это означает, что свойства защищенности от нераспространения нарабатываемого плутония в отработанном ERU-топливе хоть и зависят от начальной концентрации  $^{236}\text{U}$  в необлученном топливе, но с точки зрения повышенного образования  $^{238}\text{Pu}$  лучше, чем у топлива на основе ENU. Так в конце облучения ENU-топлива содержание  $^{238}\text{Pu}$  составило 3.39% от общего количества плутония, а  $^{236}\text{U}$  – 0.73% от общего количества урана. В результате 20-ти лет работы АЭС на ERU из собственного отработанного топлива содержание  $^{238}\text{Pu}$  составляет 9.38% от общего количества Pu за счет возросшего содержания  $^{236}\text{U}$  в ERU. Таким образом, в результате переработки ОЯТ (стратегии 2 и 3)

уже через 40 лет использования ERU-топлива один из шести реакторов будет полностью загружен топливом, после сжигания которого содержание  $^{238}\text{Pu}$  в конце кампании будет более 12%, что соответствует критерию защищенности Кеслера [7].

## ЭКОНОМИЯ УРАНОВЫХ РЕСУРСОВ

Экономия урановых ресурсов при переводе реактора ВВЭР-1000 на регенерат из собственного отработавшего ядерного топлива составляет 10 – 15% в зависимости от времени эксплуатации. При использовании второй стратегии перевода реакторов ВВЭР-1000 на регенерированный уран показатели экономии урана возрастают, что вызвано большим вовлечением в суммарное энерговыделение нарабатываемых изотопов плутония, таким образом, экономия урановых ресурсов достигает 17,5 %. Вовлечение отработавшего топлива пристанционных хранилищ в топливный цикл реактора ВВЭР-1000 и последовательное его рециклирование позволяют снизить количество требуемого материала подпитки для формирования топлива эквивалентного обогащения на 18.6% (рис.7)

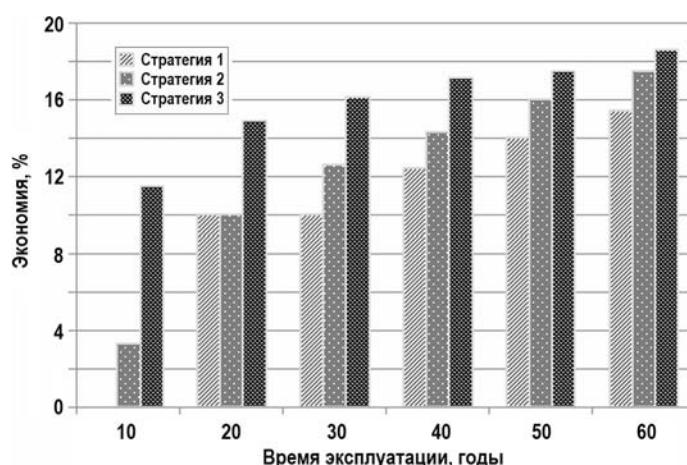


Рис. 7. Экономия урановых ресурсов при последовательном возвращении в топливный цикл урана отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены результаты исследований трех стратегий перевода реактора ВВЭР-1000 на регенерированный уран. Оценки показывают, что формирование топливных загрузок с повышенной защищенностью от несанкционированного распространения для стратегии рециклирования урана одного реактора ВВЭР-1000 возможно через 20 лет эксплуатации энергоблока. Более масштабное вовлечение регенерированного урана приведет к возможности формирования дополнительных топливных загрузок. Вовлечение отработавшего топлива пристанционных хранилищ в топливный цикл реактора ВВЭР-1000 позволяет сократить время использования «незащищенного» топлива на четыре года.

Анализ экономии ресурсов урана для различных сценариев перевода реактора ВВЭР-1000 на регенерированный уран показал, что экономия природного урана за 60 лет эксплуатации энергоблока варьируется от 15 до 18.6% в зависимости от выбора стратегии перевода реактора на регенерат.

## Литература

- ГК «Росатом» Публичный годовой отчет 2012.  
Доступен на сайте <http://ar2012.rosatom.ru/#/ru> (07.12.2014 г.)

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

2. Дьяченко А.И., Балагуров Н.А., Артисюк В.В. Использование регенерированного урана из топлива с глубоким выгоранием. // Ядерная энергетика. 2012, № 1. С. 135-143.
3. IAEA-TECDOC-CD-1630 «Use of Reprocessed Uranium» Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Vienna, August. 2007.
4. Андрюшечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косуров К.Б., Семченков Ю.М. Украинцев В.Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. – М.: Логос, 2010.
5. Калинкин В.И., Крицкий В.Г., Токаренко А.И., Тихонов Н.С., Размашкин Н.В., Серова А.Л., Балицкая А.Н. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов. – С.-Пб.: ОАО «ВНИПИЭТ», 2009.
6. Fukuda K., Sagara H., Saito M., Mitsuhashi T. Feasibility of Reprocessed Uranium in LWR Fuel Cycle for Protected Plutonium Production, Nuclear Science and Technology, 2008. Vol. 45. No 10. PP. 1016-1027.
7. Kessler G. Plutonium denaturing by  $^{238}\text{Pu}$ . // Nuclear Science and Engineering. 2007. No.155. PP. 53-73.

Поступила в редакцию 12.02.2015 г.

### Авторы

Федоров Михаил Игоревич, аспирант  
E-mail: fedorovmikhail@bk.ru

Дьяченко Антон Игоревич, ведущий специалист  
E-mail: dyachenkoai@mail.ru

Балагуров Николай Андрианович, ведущий специалист, канд. техн. наук  
E-mail: nbalagurov@yandex.ru

Артисюк Владимир Васильевич, директор Департамента  
международной деятельности, доктор техн. наук  
E-mail: artisyuk@scicet.ru

УДК 621.039.543.4

## FORMING A SUPPLY OF PROTECTED NUCLEAR FUEL BASED ON RepU FOR COUNTRIES-RECIPIENTS OF RUSSIAN NUCLEAR TECHNOLOGIES

M. Fedorov\*, A. Dyachenko\*\*, N.Balagurov\*\*, V.Artisyuk\*\*

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

\*\*Rosatom Central Institute for Continuing Education and Training.  
21, Kurchatov str., Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

### ABSTRACT

This paper presents the estimation of the time required for the formation of a protected fuel loading of the reactor WWER-1000 based on reprocessed uranium (RepU) recovered from spent fuel of reactors of the same type is estimated. So for this purpose various strategies of conversion of WWER-1000 reactors to the reprocessed uranium fuel were considered depending on the existing resource base of the reprocessed uranium: from one reactor (the case of newcomer countries), six reactors (for countries with well-developed nuclear power industry such as in Bulgaria), and six reactors together with the reprocessed nuclear fuel formed from accumulated spent nuclear fuel in the storage. What is more, the change of protection of the produced plutonium in spent nuclear fuel of WWER-1000 reactor, which is achieved by means of plutonium denaturation by increasing the

concentration of  $^{238}\text{Pu}$  in the spent fuel is shown in the paper. Apart from it the work presents the influence of the initial presence of uranium  $^{236}\text{U}$  isotope in fresh uranium fuel of WWER-1000 reactor on the core in terms of non-proliferation issues accumulation of plutonium  $^{238}\text{Pu}$  isotope. Further on additionally the analysis of uranium resources saving for the considered strategies of conversion of WWER-1000 reactor to the fuel from reprocessed uranium in order to expand the resource base for nuclear power plants in Russia and the recipient countries is performed.

**Keywords:** reprocessed uranium, burnup, resources saving, spent nuclear fuel, WWER-1000

#### REFERENCES

1. «ROSATOM» Public Annual Report 2012.  
Available at: <http://www.ar2012.rosatom.ru/#/en> (accessed 8 Dec. 2014)
2. Dyachenko A., Balagurov N., Artisuyk V. On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, pp. 135-143 (in Russian).
3. IAEA-TECDOC-CD-1630 «Use of Reprocessed Uranium» Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Vienna, August, 2007.
4. Andrushechko S., Afrov A., Vasil'ev B., Generalov V., Kosourov K., Semenchekov Y., Ukraincev V. *AES s reaktorom tipa VVER-1000. Ot fizicheskikh osnov ekspluatacii do evolyuции proekta* [NPP with VVER-1000. From the physical bases of operation up to the evolution of the project]. Moscow, Logos Publ., 2010 (in Russian).
5. Kalinkin V., Kritskij V., Tokarenko A., Tihonov N., Razmashkin N., Serova A., Balitskaya A. *Hranenie otrabotavshego yadernogo topliva energeticheskikh reaktorov* [Storage of spent nuclear fuel from power reactors]. Saint-Petersburg, JSC «VNIPRIET» Publ., 2009 (in Russian).
6. Fukuda K., Sagara H., Saito M., Mitsuhashi T. Feasibility of Reprocessed Uranium in LWR Fuel Cycle for Protected Plutonium Production, *Nuclear Science and Technology*, 2008, v. 45, no 10, pp. 1016-1027.
7. Kessler G. Plutonium denaturing by  $^{238}\text{Pu}$ . *Nuclear Science and Engineering*, 2007, no. 155, pp. 53-73.

#### Authors

Fedorov Mikhail Igorevich, Postgraduate Student

E-mail: [fedorovmikhail@bk.ru](mailto:fedorovmikhail@bk.ru)

Dyachenko Anton Igorevich, Specialist of International Training Center

E-mail: [dyachenkoai@mail.ru](mailto:dyachenkoai@mail.ru)

Balagurov Nikolay Andrianovich, Expert, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [nbalagurov@yandex.com](mailto:nbalagurov@yandex.com)

Artisyuk Vladimir Vasil'evich, Vice-Rector CICE&T, Director of International

Training Center, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [artisyuk@scicet.ru](mailto:artisyuk@scicet.ru)

# НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТНЫЙ КОД «CORNER»

**В.П. Березнев, Е.Ф. Селезнев, Д.С. Асатрян**

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН.  
115191, г. Москва, ул. Большая Тульская, д. 52*



Расчетный код CORNER основан на  $S_N$ -методе дискретных ординат [1] и  $P_M$ -приближении сечения рассеяния. Он предназначен для прецизионных детерминистических нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и позволяет решать два типа стационарных задач переноса нейтронов и гамма-квантов в трехмерной гексагональной геометрии: задачи на  $K_{eff}$  (однородные) и задачи с источником (неоднородные). Код реализован на языке Fortran и имеет модульную структуру. Основными модулями являются модуль подготовки нейтронных констант в формате ANISN; геометрический модуль с описанием картограммы активной зоны и типов ТВС, их высотным разбиением и материальным составом; модуль подготовки угловых квадратур; модуль входных данных с параметрами используемых приближений и управляющими параметрами; модуль нейтронно-физического расчета и модуль обработки результатов расчета.

Для аппроксимации пространственной зависимости построена разностная схема DTW (Directional Theta-Weighted) [2], имеющая преимущества по сравнению с широко используемой схемой DD (Diamond Difference) в задачах с грубой пространственной сеткой.

Энергетическая зависимость представлена многогрупповым приближением. Дискретизация угловой переменной осуществляется за счет введения угловых квадратур. Предусмотрена возможность задания квадратурных наборов пользователем.

Используется итерационный процесс решения, включающий в себя внешние итерации по источнику деления и внутренние итерации по источнику рассеяния. Представлены результаты кросс-верификации с расчетным кодом ММК [3], основанным на методе Монте-Карло, на модели активной зоны реактора БН-800.

**Ключевые слова:** реактор на быстрых нейтронах, нейтронно-физический расчет, метод дискретных ординат, гексагональная геометрия, разностная схема.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Стационарное распределение нейтронов описывается линейным уравнением Больцмана [4], которое в многогрупповом приближении имеет вид

$$\Omega \cdot \nabla \phi^g(r, \Omega) + \Sigma_t^g(r) \phi^g(r, \Omega) = Q^g(r, \Omega), \quad (1)$$

$$Q^g(r, \Omega) = \sum_{g'=1}^g \int_{4\pi} \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(r, \Omega' \cdot \Omega) \phi^{g'}(r, \Omega') d\Omega' + \chi^g \sum_{g'=1}^G v \Sigma_f^{g'} \Phi^{g'}(r) + S^g(r), \quad (2)$$

где  $\phi^g(\mathbf{r}, \Omega)$  – плотность потока нейтронов в точке  $\mathbf{r}$  в направлении  $\Omega$  в группе  $g$ ;  $\Phi^g(\mathbf{r})$  – скалярный поток нейтронов в точке  $\mathbf{r}$  в группе  $g$ ;  $\Sigma_t^g(\mathbf{r})$  – полное макроскопическое сечение взаимодействия;  $\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\mathbf{r}, \Omega' \cdot \Omega)$  – макроскопическое сечение рассеяния нейтронов из группы  $g'$  в группу  $g$ ;  $\chi^g$  – спектр нейтронов деления;  $G$  – полное число энергетических групп;  $v\Sigma^g$  – число нейтронов деления, возникающих при одном акте деления;  $S^g(\mathbf{r})$  – функция распределения внутренних источников.

В расчетном коде CORNER реализована возможность решения неоднородной задачи и условно-критической (с нулевыми граничными условиями, нулевыми внутренними источниками и множителем  $1/K_{eff}$  перед интегралом деления).

### **$S_N P_m$ -ПРИБЛИЖЕНИЕ**

Для вычисления интеграла столкновений необходимо задать угловую квадратуру ( $S_N$ -приближение метода дискретных ординат) и разложить индикаторы рассеяния в ряд по полиномам Лежандра ( $P_m$ -приближение).

Диапазон изменения угловых переменных является единичная сфера направлений  $\Omega = (\theta, \varphi)$ , где  $\theta$  – полярный угол,  $\varphi$  – азимутальный угол. В  $S_N$ -приближении этот диапазон заменяется набором дискретных направлений  $\Omega_m$ , каждому из которых соответствуют точка на поверхности сферы и элемент поверхности площадью  $w_m$ . Элементы поверхности  $w_m$  играют роль угловых квадратурных весов при вычислении интегралов в выражении (2). Общее число дискретных направлений равно  $2^d N (N + 2) / 8$ , где  $d$  – геометрическая размерность.

$$\Omega_m = \Omega_m^x \mathbf{i} + \Omega_m^y \mathbf{j} + \Omega_m^z \mathbf{k},$$

$$\Omega_m^x = \xi_m = \cos(\theta_m),$$

$$\Omega_m^y = \mu_m = \cos(\varphi_m) \sin(\theta_m),$$

$$\Omega_m^z = \eta_m = \sin(\varphi_m) \sin(\theta_m).$$

В коде CORNER реализованы два типа квадратурных наборов: Level Symmetric ( $LQ_N$ ) и Legendre-Chebyshev ( $P_N-T_N$ ) [5]. Угловые квадратуры набора  $LQ_N$  симметричны относительно поворота вокруг каждой оси, но имеют ограничение: при порядке  $N > 20$  появляются отрицательные квадратурные веса. Набор  $P_N-T_N$  совмещает квадратуры Гаусса для полярной переменной и квадратуры Чебышева с равными весами для азимутальной переменной.

С учетом разложения индикаторы рассеяния в ряд по полиномам Лежандра интеграл столкновений имеет вид

$$Q_s^g(\mathbf{r}, \Omega) = \sum_{g'=1}^g \sum_{l=0}^L (2l+1) \Sigma_{s,l}^{g' \rightarrow g}(\mathbf{r}) [P_l(\xi) \Phi_c^{g'(0,0)}(\mathbf{r}) + \\ + 2 \sum_{k=1}^l \frac{(l-k)!}{(l+k)!} P_l^k(\xi) \{ \Phi_c^{g'(k,l)}(\mathbf{r}) \cos(k\varphi) + \Phi_s^{g'(k,l)}(\mathbf{r}) \sin(k\varphi) \}], \quad (3)$$

где  $\Sigma_{s,l}^{g' \rightarrow g}(\mathbf{r})$  –  $l$ -ый момент сечения рассеяния;  $P_l(\xi)$  – полином Лежандра  $l$ -го порядка;  $P_l^k(\xi)$  – присоединенный полином Лежандра. Угловые моменты потока имеют вид

$$\Phi_c^{g(k,l)}(\mathbf{r}) = \frac{1}{4\pi} \int_{-1}^1 P_l^k(\xi) d\xi \int_0^{2\pi} \phi^g(\mathbf{r}, \xi, \varphi) \cos(k\varphi) d\varphi, \quad (4)$$

$$\Phi_s^{g(k,l)}(\mathbf{r}) = \frac{1}{4\pi} \int_{-1}^1 P_l^k(\xi) d\xi \int_0^{2\pi} \phi^g(\mathbf{r}, \xi, \varphi) \sin(k\varphi) d\varphi. \quad (5)$$

**КОНЕЧНО-РАЗНОСТНЫЕ СХЕМЫ**

Расчетная область состоит из правильных шестиугольных призм, которые моделируют ТВС активной зоны с шагом размещения  $\Delta x$ . Рассмотрим изображенную на рис. 1 расчетную ячейку  $[x_{i-1/2}, x_{i+1/2}] \times [y_{b-}(x), y_{b+}(x)] \times [z_{i-1/2}, z_{i+1/2}]$  с центром  $(x_i, y_j, z_k)$ , где

$$y_{b\pm}(x) = y_j \mp \frac{|x - x_i| - \Delta x}{\sqrt{3}}.$$

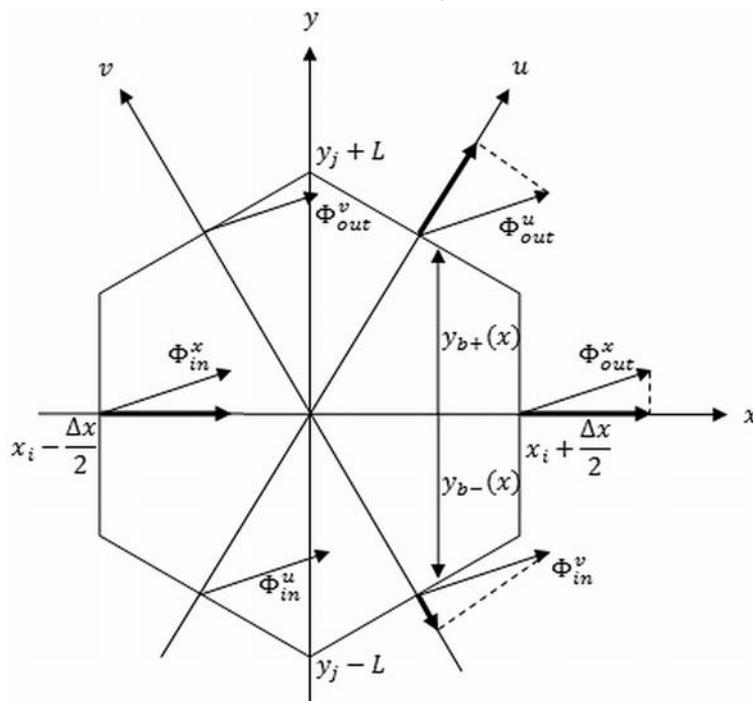


Рис. 1. Расчетная ячейка в плоскости XY и направление переноса нейтронов для случая  $\mu_m^x > 0, \mu_m^u > 0, \mu_m^v > 0$

Введем вспомогательные направления  $u$  и  $v$  такие, что

$$\mu_m^x = \mu_m; \quad \mu_m^u = \frac{\sqrt{3}}{2} \eta_m + \frac{1}{2} \mu_m; \quad \mu_m^v = \frac{\sqrt{3}}{2} \eta_m - \frac{1}{2} \mu_m.$$

Балансное уравнение для нулевых моментов углового потока в ячейке и на гранях получается интегрированием уравнения (1) по разностной ячейке для фиксированного направления  $m$  (индекс группы  $g$  для простоты далее опускается):

$$\frac{2}{3\Delta x} \sum_{\alpha \in \{x, u, v\}} |\mu_m^\alpha| (\Phi_{m,out}^\alpha - \Phi_{m,in}^\alpha) + \frac{|\xi_m|}{\Delta z_k} (\Phi_{m,out}^z - \Phi_{m,in}^z) + \Sigma_t \Phi_m = Q_m, \quad (6)$$

где

$$\begin{aligned} \Delta s &= \frac{3}{2} L \Delta x, \quad L = \frac{\Delta x}{\sqrt{3}}, \\ \Phi_m &= \frac{1}{\Delta z_k \Delta s} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{x_{i-1/2}}^{x_{i+1/2}} \int_{y_{b-}(x)}^{y_{b+}(x)} \phi_m(x, y, z, \Omega_m) dx dy dz, \\ Q_m &= \frac{1}{\Delta z_k \Delta s} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{x_{i-1/2}}^{x_{i+1/2}} \int_{y_{b-}(x)}^{y_{b+}(x)} Q(x, y, z, \Omega_m) dx dy dz, \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 & \frac{1}{L\Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{y_j-L/2}^{y_j+L/2} \phi_m(x_{i+1/2}, y, z, \Omega_m) dy dz = \begin{cases} \Phi_{m,out}^x, \mu_m^x > 0 \\ \Phi_{m,in}^x, \mu_m^x < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{2}{\Delta x \Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{x_i}^{x_{i+1/2}} \phi_m(x, y_{b+}(x), z, \Omega_m) dx dz = \begin{cases} \Phi_{m,out}^u, \mu_m^u > 0 \\ \Phi_{m,in}^u, \mu_m^u < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{1}{L\Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{y_j-L/2}^{y_j+L/2} \phi_m(x_{i-1/2}, y, z, \Omega_m) dy dz = \begin{cases} \Phi_{m,in}^x, \mu_m^x > 0 \\ \Phi_{m,out}^x, \mu_m^x < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{2}{\Delta x \Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{x_i}^{x_{i-1/2}} \phi_m(x, y_{b-}(x), z, \Omega_m) dx dz = \begin{cases} \Phi_{m,in}^u, \mu_m^u > 0 \\ \Phi_{m,out}^u, \mu_m^u < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{2}{\Delta x \Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} \int_{x_i}^{x_{i+1/2}} \phi_m(x, y_{b-}(x), z, \Omega_m) dx dz = \begin{cases} \Phi_{m,in}^v, \mu_m^v > 0 \\ \Phi_{m,out}^v, \mu_m^v < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{1}{\Delta s_{hex}} \iint \phi_m(x, y, z_{k-1/2}, \Omega_m) dx dz = \begin{cases} \Phi_{m,in}^z, \xi_m > 0 \\ \Phi_{m,out}^z, \xi_m < 0 \end{cases}, \\
 & \frac{1}{\Delta s_{hex}} \iint \phi_m(x, y, z_{k+1/2}, \Omega_m) dx dz = \begin{cases} \Phi_{m,in}^z, \xi_m < 0 \\ \Phi_{m,out}^z, \xi_m > 0 \end{cases}.
 \end{aligned}$$

Введем понятие освещенности грани расчетной ячейки: если  $(\Omega, n) < 0$ , где  $n$  – вектор нормали к рассматриваемой грани, то грань является освещенной, т.е. входящей, если  $(\Omega, n) > 0$ , то грань – выходящая. Для расчетной ячейки типа HEX-Z существуют 16 вариантов освещенности, для каждого из которых в коде CORNER реализован порядок обхода ячеек расчетной сетки.

В уравнение (6) входят неизвестные значения потока нейtronов в ячейке и на выходящих гранях, поэтому вводятся замыкающие соотношения вида

$$\Phi_m = P^\alpha \Phi_{m,out} + (1 - P^\alpha) \Phi_{m,in}, \quad 0 \leq P^\alpha \leq 1, \quad \alpha \in \{x, u, v, z\}.$$

От выбора весовых параметров  $P^\alpha$  зависят свойства получаемых разностных схем. При  $P^\alpha = 1$  получается «шаговая» (ST) схема; она положительная, монотонная, но имеет первый порядок точности. При  $P^\alpha = 1/2$  имеем «калмазную» (DD) схему второго порядка точности. Один из ее недостатков – появление отрицательных значений потока нейtronов – устраняется использованием алгоритма нулевой коррекции (DZ) [6]. Другой недостаток – немонотонность – приводит к появлению нефизических осцилляций (локальных экстремумов). В прямоугольной геометрии данная проблема может быть решена, например, уменьшением шага разностной ячейки.

В расчетном коде PENTRAN [7] используется разностная схема для прямоугольной геометрии DTW (Directional Theta-Weighted), обеспечивающая положительность решения и приемлемый уровень монотонности. В коде CORNER был разработан аналог схемы DTW для геометрии HEX-Z, весовые коэффициенты которой находятся согласно следующим выражениям:

$$P^\alpha = 1 - \frac{Q_m + \frac{2|\mu_m^\alpha|}{3\Delta x} \Phi_{m,in}^\alpha + (\mu_m^\alpha)^2 \left( \frac{2}{3\Delta x} \sum_{\alpha' \neq \alpha} |\mu_m^{\alpha'}| \Phi_{m,in}^{\alpha'} + \frac{|\xi_m|}{\Delta z_k} \Phi_{m,in}^z \right)}{\left( \frac{4}{3\Delta x} \sum_{\alpha' \neq \alpha} |\mu_m^{\alpha'}| \Phi_{m,in}^{\alpha'} + \frac{2}{\Delta z_k} |\xi_m| \Phi_{m,in}^z + \Sigma_t^g \right) \Phi_{m,in}^\alpha}, \quad (7)$$

$$(\alpha, \alpha') \in \{x, u, v\},$$

$$P^z = 1 - \frac{Q_m + \frac{|\xi_m|}{\Delta z_k} \Phi_{m,in}^z + (\xi_m)^2 \frac{2}{3\Delta x} \sum_{\alpha} |\mu_m^{\alpha}| \Phi_{m,in}^{\alpha}}{\left( \frac{4}{3\Delta x} \sum_{\alpha} |\mu_m^{\alpha}| \Phi_{m,in}^{\alpha} + \Sigma_l^g \right) \Phi_{m,in}^z}. \quad (8)$$

Для сравнения схем *DD/DZ* и *DTW* можно привести распределение скалярного потока нейтронов (рис. 2) в центрах ТВС центральной диагонали одной из моделей реактора БН-800. В качестве альтернативного варианта взят результат, полученный из расчета по методу Монте-Карло.

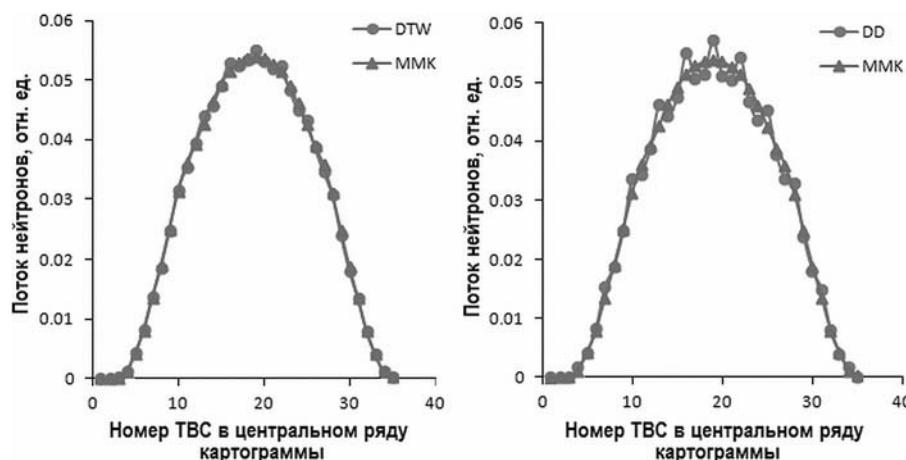


Рис. 2. Поток нейтронов в центральном слое модели активной зоны реактора БН-800

## СРАВНИТЕЛЬНЫЕ РАСЧЕТЫ ОДНОЙ ИЗ МОДЕЛЕЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-800

Картограмма модели активной зоны реактора представлена на рис. 3. Шаг размещения сборок превышает 10 см. Расчетные ячейки модели реактора пронумерованы начиная с центральной и далее по левой спирали.

Расчет проводился по двум программам: ММК (метод Монте-Карло) и CORNER ( $S_N$ -приближение) в 26-групповом приближении. Подготовка констант осуществлялась при помощи программы CONSYST [8] с библиотекой БНАБ-93.

Для расчета по программе CORNER использовано приближение  $S_4P_1$  с точностью сходимости  $10^{-5}$  для внутренних итераций и  $10^{-4}$  для внешних. Статистика расчета по программе ММК составляла порядка  $10^8$  нейтронов.

По представленной модели активной зоны были проведены расчеты эффективностей СУЗ (стрежней аварийной защиты АЗ, компенсирующих стержней КС и регулирующих стержней РС), результаты которых (табл. 1) демонстрируют хорошее согласие данных, полученных по разным программам.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан прецизионный нейтронно-физический код CORNER, основанный на решении стационарного уравнения переноса нейтронов в многогрупповом энергетическом приближении в HEX-Z-геометрии  $S_N$ -методом.

Проведена кросс-верификация с расчетным кодом ММК на модели активной зоны реактора БН-800. Полученные по разным программам результаты показали хорошее согласие, что подтверждает работоспособность кода CORNER и получение им высокоточных решений.

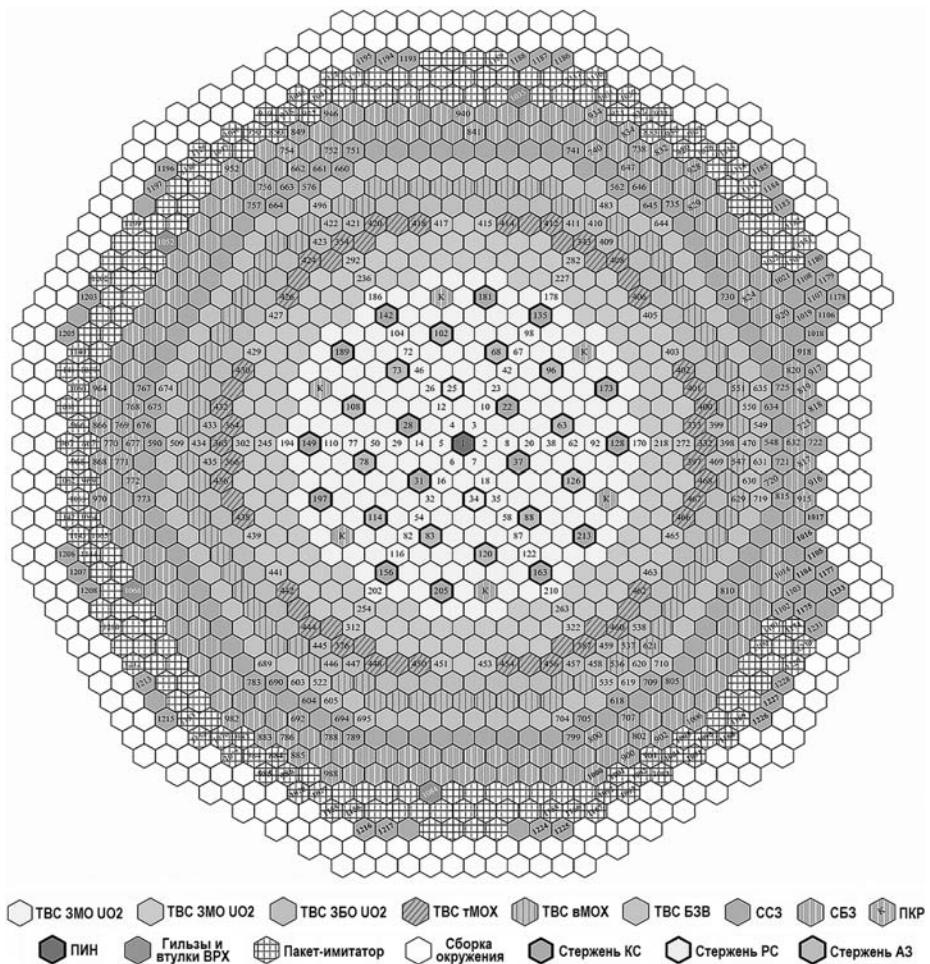


Рис. 3. Картограмма первой загрузки реактора БН-800

Таблица 1

### Эффективность стержней СУЗ модели РУ БН-800

Название	Номер ячейки в модели	ММК, цент	CORNER, цент	Отклонение, %
KC1	128	46.83	48.14	2.71
KC2	213	43.72	43.40	0.72
KC3	163	45.83	45.85	0.05
KC4	205	44.02	43.62	0.91
KC5	156	46.83	47.55	1.50
KC6	149	48.04	48.87	1.70
KC7	189	46.43	46.08	0.77
KC8	142	48.44	48.59	0.31
KC9	135	46.73	46.67	0.13
KC10	173	44.42	43.95	1.08
PC1	34	53.45	52.16	2.47
PC2	25	54.23	52.94	2.44
A31	126	71.63	71.99	0.50
A32	120	70.11	70.43	0.46
A33	114	72.84	72.52	0.44
A34	108	74.15	73.63	0.72
A35	102	71.42	71.94	0.72
A36	96	73.14	72.61	0.74

### **Литература**

1. *Carlson B.* Solution of the Transport Theory Equation by the Sn Method. Los Alamos National Laboratory, 1955.
2. *Petrovic B., Haghishat A.* New Directional Theta-Weighted Sn Differencing Scheme and its Application to Pressure Vessel Fluence calculations. Radiation Protection and Shielding Topical Meeting. Falmouth, MA, 1996, no. 1, pp.3-10.
3. *Блысавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Аннотация программного комплекса MMKENO. Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ – 3145. Обнинск, 2008.
4. *Lewis E., Miller Jr. W.* Computational Methods of Neutron Transport. La Grange Park, IL: American Nuclear Society. 1993.
5. *Longoni G.* Advanced quadrature sets and acceleration and preconditioning techniques for the discrete ordinates method in parallel computing environments. PhD thesis. University of Florida, 2004.
6. *Rhoades W.A., Engle W.W.* A New Weighted Difference Formulation for Discrete Ordinates Calculations. TANS 27, 1977.
7. *Sjoden G., Haghishat A.* PENTRAN – A 3-D Cartesian parallel SN code with angular, energy, and spatial decomposition. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications, vol. 1, Saratoga Springs, NY, 1997.
8. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ – 2828. Обнинск, ФЭИ, 2000.

Поступила в редакцию 24.12.2014 г.

### **Авторы**

Березнев Валерий Павлович, инженер  
E-mail: bvp@ibrae.ac.ru

Селезнев Евгений Федорович, заведующий лабораторией,  
E-mail: seleznev@ibrae.ac.ru

Асатрян Давид Сережаевич, инженер,  
E-mail: dsa@ibrae.ac.ru

УДК 621.039

## **THE «CORNER» NEUTRONICS CALCULATION CODE**

Bereznev V.P. , Seleznyov E.F., Asatrian D.S.

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences.  
52, B.Tul'skaya st., Moscow, 115191 Russia

### **ABSTRACT**

The CORNER software is designed for high-fidelity deterministic neutronics calculations of fast reactors, namely: spatial and energy distribution of the angular neutron flux, the effective multiplication factor and efficiency of a single control rod and their groups.

The computation algorithm is based on the  $S_N$  discrete ordinates method [1] and the  $P_M$  approximation of scattering cross section and allows solving two types of stationary problems of neutron and gamma rays transport in three-dimensional hexagonal (*HEX-Z*) geometry:  $K_{eff}$  problems (homogeneous) and the source problems (inhomogeneous).

The software tool is developed in Fortran and has a modular structure. The main modules are: the module to prepare neutron constants in ANISN format; the geometric module, containing a description of the core's loading map and fuel assembly types including their axial mesh and material composition; the module to prepare angular quadrature sets; the input data module containing the approximation and control parameters; the neutronics calculation module and the module to process calculation results.

The Directional Theta-Weighted (*DTW*) difference scheme [2] is built to approximate spatial dependence. It has advantages over the widely used *DD* (Diamond Difference) scheme in coarse-mesh problems.

Energy dependence is represented by the multigroup approximation. The CONSYST constants system with ABBN-93 library is used.

Discretization of the angular variable is carried out by introducing the angular quadrature set. There is an option of specifying a set of user's quadratures.

An iterative process of solving is used, including external iterations over the fission source and internal iterations over the scattering source. Iterations stop by a condition imposed onto the accuracy or the number of iterations.

Calculations of a BN-800 core problem were verified against the MMK Monte Carlo code [3].

**Key words:** neutronics calculations, fast reactor, the discrete ordinates method, hexagonal geometry, difference scheme

#### REFERENCES

1. Carlson B. Solution of the Transport Theory Equation by the Sn Method. Los Alamos National Laboratory, 1955.
2. Petrovic B., Haghishat A. New Directional Theta-Weighted Sn Differencing Scheme and its Application to Pressure Vessel Fluence calculations. Radiation Protection and Shielding Topical Meeting. Falmouth, MA, 1996, no. 1, pp. 3-10.
3. Bliskavka A.A, Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Annotacia programmnogo kompleksa MMKKENO [Short description of the MMKKENO code]: IPPE Preprint – 3145. Obninsk, 2008 (in Russian).
4. Lewis E., Miller Jr.W. Computational Methods of Neutron Transport. La Grange Park, IL: American Nuclear Society. 1993.
5. Longoni G. Advanced quadrature sets and acceleration and preconditioning techniques for the discrete ordinates method in parallel computing environments. PhD thesis. University of Florida, 2004.
6. Rhoades W.A., Engle W.W. A New Weighted Difference Formulation for Discrete Ordinates Calculations. TANS 27, 1977.
7. Sjoden G., Haghishat A. PENTRAN – A 3-D Cartesian parallel SN code with angular, energy, and spatial decomposition. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications, v. 1, Saratoga Springs, NY, 1997.
8. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programma podgotovki konstant CONSYST. Opisanie primeneniya: Preprint GNC RF-FEI-2828. [CONSYST code for neutron constants preparation. Scope statement: IPPE Preprint-2828]. Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).

#### Authors

Bereznev Valerij Pavlovich, Engineer  
E-mail: bvp@ibrae.ac.ru

Seleznyov Evgenij Fyodorovich, Head of Laboratory  
E-mail: seleznev@ibrae.ac.ru

Asatryan David Serezhaevich, Engineer  
E-mail: dsa@ibrae.ac.ru

# ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ПРОЕКТА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ-БРИДЕРА БРИГ-300

**Д.С. Самохин, И.М. Знак, А.М. Терехова**

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



Дано описание некоторых характеристик быстрого реактора проекта БРИГ-300. Оценки нейтронно-физических характеристик реактора-бридера выполнены с использованием программного комплекса TRIGEX. Приводятся результаты расчета эффективного коэффициента размножения и баланса нейтронов в активной зоне реакторной установки.

**Ключевые слова:** БРИГ-300, TRIGEX, реактор, бридер, диссоциирующий теплоноситель, картограмма.

Еще на заре развития ядерной энергетики был выдвинут тезис о необходимости создания быстрых реакторов – наработчиков горючего для полноценного развития атомной промышленности и экономии природного урана. Поэтому проектирование и создание экономически целесообразных реакторов на быстрых нейтронах является актуальной задачей и по сей день.

Несмотря на большой прорыв в создании и эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем ядерное сообщество продолжает исследования новых перспективных экономичных и более безопасных реакторов на быстрых нейтронах.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ПУТИ РЕШЕНИЯ

Целью создания опытно-промышленной АЭС БРИГ-300 с газоохлаждаемым быстрым реактором на диссоциирующем теплоносителе [1, 4] как альтернативного варианта натриевых бридеров является разработка АЭС с простой одноконтурной схемой при малых металлоемкости и трудоемкости изготовления оборудования. АЭС с быстрыми реакторами на диссоциирующих газах позволяют прогнозировать лучшие технико-экономические характеристики, а также физические показатели [5], которые находятся на уровне показателей АЭС с натриевыми бридерами.

Целью работы является изучение нейтронно-физических процессов, протекающих в быстром реакторе проекта БРИГ-300. В работе были использованы результаты оценки модели активной зоны реактора-бридера, построенной с использованием программного комплекса TRIGEX.05 [2].

TRIGEX создан для моделирования активной зоны быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, однако его функциональные возможности позволяют рассчитывать модели и иных быстрых реакторов. Именно программный комплекс TRIGEX

© Д.С. Самохин, И.М. Знак, А.М. Терехова, 2015

дает возможность провести оценки таких важных характеристик, как коэффициент воспроизведения, эффективный коэффициент размножения нейтронов, спектр нейтронов, изотопный состав, коэффициенты реактивности и т.д., что позволяет создавать достаточно точные модели для обоснования поведения быстрых реакторов.

## **ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ**

На рисунке 1 представлена картограмма загрузки активной зоны РУ БРИГ-300, использованная в расчетной модели.

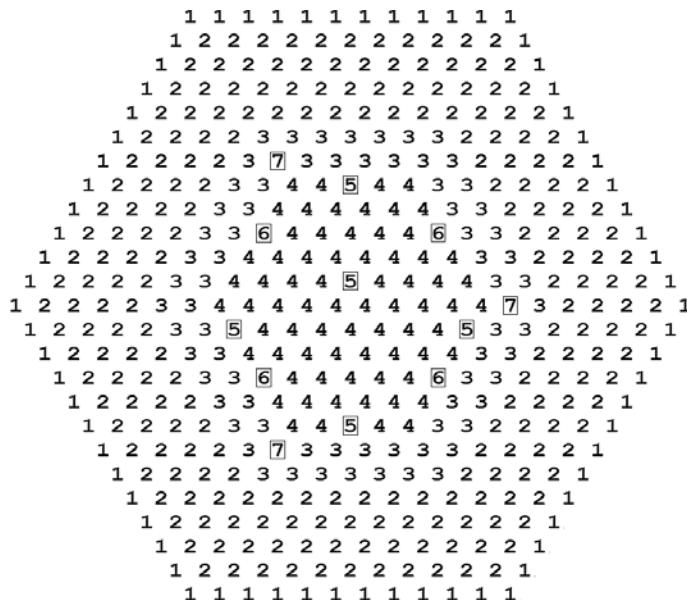


Рис.1. Картограмма загрузки топлива БРИГ-300 (бридер): 1 – зона выдержки; 2 – зона воспроизведения; 3 – зона большого обогащения; 4 – зона малого обогащения; 5 – компенсирующий орган; 6 – стержень автоматического регулирования; 7 – стержень аварийной защиты

В качестве основного варианта БРИГ-300 рассматривался реактор с матричным топливом в активной зоне ( $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2 + 30\% \text{Cr}$ ) и уранатом магния в воспроизводящих экранах ( $\text{MgU}_2\text{O}_6$ ). Основные нейтронно-физические характеристики, использованные для построения модели этого реактора, указаны в табл. 1. В бридерах БРИГ-300 обогащение топлива по  $\text{Pu}^{239}$  достигается механической смесью  $\text{UO}_2$  и  $\text{PuO}_2$ . Это дает возможность получить меньшую загрузку топлива (3,595 вместо 3,893 т в варианте первой загрузки) вследствие меньшего объема активной зоны, лучше спрофилировать поле энерговыделения [1, 5].

## **АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ**

В основном варианте бридера полный коэффициент воспроизводства составляет 1,33 и незначительно уменьшается при выходе реактора на установившийся режим работы, что объясняется увеличением размеров активной зоны за счет «вовлечения» в работу периферийной зоны воспроизводства и изменением изотопного состава топлива. В таблице 2 указаны основные характеристики, полученные в результате расчета модели реактора-бридера БРИГ-300. Погрешность эффективного коэффициента размножения нейтронов определяется как погрешность численной аппроксимации.

В таблице 3 приведены балансы нейтронов в начальном состоянии и в установившемся режиме. Около 4% нейтронов утекает за пределы реактора. Существенная доля нейтронов (~ 32%) утекает из активной зоны в экраны реактора. Изменение баланса при

переходе в установившийся режим определяется «изменением размеров» активной зоны, изотопного состава топлива и передвижением органов системы управления и защиты.

Таблица 1

**Характеристики основного варианта реактора-бридера БРИГ-300**

Тепловая мощность, МВт	1110
Электрическая мощность, МВт	330
Активная зона	
Плотность топлива ( $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ ), г/см <sup>3</sup>	9,8
Высота активной зоны, м	0,74
Эквивалентный диаметр активной зоны, м	1,42
Объемный состав эквивалентной ячейки штатной топливной кассеты, %:	
– топлива ( $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ )	35,04
– оболочек тзволов и конструкционных материалов	21,56
– материала матрицы	15,01
– теплоносителя	28,39
Количество топлива в твэле, г	125
Среднее обогащение топлива $\text{Pu}^{239}$ , $\text{Pu}^{241}$ в начальном состоянии (ЗБО/ЗМО), %	15,795 / 21,75
Торцевые экраны	
Топливная композиция	$\text{MgU}_2\text{O}_6$
Плотность топливной композиции, г/см <sup>3</sup>	7,4
Объемный состав эквивалентной ячейки штатной топливной кассеты, %:	
– топливной композиции	48,28
– оболочек тзволов и конструкционных материалов	21,56
– теплоносителя	28,39
– пустоты	1,77
Толщина экранов, нижний / верхний, м	0,35 / 0,5
Расчетное количество топливной композиции в штатной топливной кассете нижнего / верхнего экрана, кг	8,3 / 11,67
Боковой экран	
Топливная композиция	$\text{MgU}_2\text{O}_6$
Плотность топливной композиции, г/см <sup>3</sup>	7,4
Диаметр твэла × толщина оболочки, мм	10,6 × 0,5

Таблица 2

**Характеристики активной зоны реактора**

Средняя энергонапряженность, кВт/л	815
Коэффициенты неравномерности энерговыделения в начальном состоянии	
– по радиусу	1,343
– по высоте	1,208
Максимальный поток нейтронов, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$	$1,42 \cdot 10^{16}$
Эффективный коэффициент размножения нейтронов	$1,230 \pm 0,249 \cdot 10^{-5}$

Таблица 3

**Баланс нейтронов в основном реакторе-бридере БРИГ-300**

Составляющие баланса	Начальное состояние	Среднестационарное состояние
Среднее число вторичных нейтронов на один акт деления		
По реактору	2,94	2,94
По активной зоне	2,95	2,95
По экрану	2,66	2,72
Утечка нейтронов из реактора	0,036	0,041
Утечка нейтронов из активной зоны в экраны	0,319	0,312
(n, $\gamma$ )-захват в материале матрицы, конструкционных материалах, поглотителе, осколках		
В активной зоне	0,0944	0,0830
В экране	0,0475	0,0563
В реакторе	0,1419	0,1399
(n, $\gamma$ )-захват делящимися элементами		
В активной зоне	0,0494	0,0493
В экране	0,0023	0,0033
В реакторе	0,0518	0,0527
(n, $\gamma$ )-захват в U <sup>238</sup> и Pu <sup>240</sup> (востроизводство)		
В активной зоне	0,1850	0,1935
В экране	0,2466	0,2322
В реакторе	0,4316	0,4258
Деление на U <sup>235</sup> , Pu <sup>239</sup> , Pu <sup>240</sup>		
В активной зоне	0,2750	0,2732
В экране	0,0069	0,0087
В реакторе	0,2820	0,2820
Деление на U <sup>238</sup> и Pu <sup>240</sup>		
В активной зоне	0,0500	0,0496
В экране	0,0081	0,0081
В реакторе	0,0581	0,0580

Доля быстрых нейтронов составляет 67%, а нейтронов, определяющих эффект Доплера ( $1\text{эВ} \leq E \leq 30\text{ кэВ}$ ), – 30%. При переходе в установившийся режим наблюдается смягчение спектра нейтронов в реакторе, что объясняется изменением изотопного состава топлива.

**ВЫВОД**

На основании анализа проекта быстрого реактора с диссоциирующим теплоносителем БРИГ-300 и построения модели реактора-бридера, можно заключить, что его нейтронно-физические характеристики сопоставимы, а в некоторых случаях превосходят быстрый реактор с натриевым теплоносителем, аналогичной мощности [3]. С учетом развития технологий герметизации и способов повышения безопасности реакторных установок с агрессивным и токсичным теплоносителем можно сделать вывод о конкурентоспособности быстрых реакторов типа БРИГ-300 и, соответственно, целесообразности исследования данной проблематики.

**Литература**

1. Нестеренко В.Б., Михалевич А.А., Тверковкин Б.Е. Быстрые реакторы и теплообменные аппараты АЭС с диссоциирующим теплоносителем. – Минск: Наука и техника, 1978.
2. Комплекс программ TRIGEX.05. Инструкция пользователя. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008.
3. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. / Под общ. ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. – М.: Издат, 2012. – 632 с.
4. Дубина Ю.В., Слесарев И.С. Нейтронно-физический анализ гетерогенных композиций активных зон быстрых реакторов с диссоциирующим теплоносителем. Препринт №4, – Минск:

Институт ядерных исследований АН БССР, 1984.

5. Кухаев А.И., Попов Б.И. Нейтронно-физические характеристики БРИГ-300 – Минск: Институт ядерных исследований АН БССР, 1978, 134 с.

Поступила в редакцию 26.01.2015 г.

Авторы

Самохин Дмитрий Сергеевич, зав. кафедрой, доцент, канд. техн. наук

E-mail: samohin@iate.obninsk.ru

Знак Иван Михайлович, аспирант

E-mail: vano\_da@bk.ru

Терехова Анна Михайловна, ст. преподаватель

E-mail: anna\_terehova@inbox.ru

UDC 621.039.586.001.57

## NEUTRONICS OF BRIG-300 BREEDER REACTOR

Samohin D.S., Znak I.M., Terehova A.M.

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

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

### ABSTRACT

The article deals with description of some of the characteristics of the BRIG-300 reactor design. Evaluation of neutronics characteristics of a breeder reactor BRIG-300 are made in the software package TRIGEX. The results of the calculation of the effective multiplication factor, the balance of neutrons in the core of the reactor plant.

At the very beginning of the nuclear age, many of physicists was expressed the idea that the full development of nuclear energy is possible only on the basis of a closed fuel cycle with fast reactors. Despite a major breakthrough in the development and operation of fast reactors with sodium coolant, the nuclear community is still interested in the development of advanced, fuel-efficient and safer fast reactors.

The purpose of the pilot commercial nuclear power plant BRIG-300 gas-cooled fast reactor coolant dissociating [1, 4], as an alternative, sodium breeders is to create plants with a simple single-circuit at low metal content and time consuming manufacturing equipment. NPP with fast reactors on dissociating gases allow to predict the best technical and economic characteristics, as well as physical performance [5], which are at the level of performance of NPP with sodium breeders.

The aim of the present work is the study of neutron-physical processes fast reactor project BRIG-300. To achieve the objective results of the evaluation were used core model breeder reactor built in the software package TRIGEX.05 [2].

Software package TRIGEX created to simulate the core of fast reactors with sodium coolant, but its functionality allows count models and other fast reactors. It is a program complex TRIGEX allows an assessment of important characteristics such as reproduction rate, the effective neutron multiplication factor, neutron spectrum, isotopic composition, reactivity coefficients, etc., which allows you to create a sufficiently accurate models to study the behavior of fast reactors.

BRIG-300 reactor is comparable to the fast reactor with sodium coolant, similar capacity, in terms of neutron physics [3]. Taking into account the development of sealing technology and ways to improve the safety of reactor facilities with

hazardous and toxic coolant, it can be concluded about the competitiveness of fast reactors BRIG-300 and, accordingly, the feasibility of the study of this problem.

**Key words:** BRIG-300, TRIGEX, reactor, breeder, dissociating coolant, nitrin, cartogram.

#### REFERENCES

1. Nesterenko V.B., Mihalevich A.A., Tverkovkin B.E. Bystrye reaktory i teploobmennye apparaty AES s dissociirujuschim teplonositelem. Minsk. Nayka i Texnika Publ., 1978 (in Russian).
2. Kompleks programm TRIGEX.05. Instrukciya pol'zovatelya. Odninsk: GNC RF-FEI Publ., 2008. Inv. № 11961 (in Russian).
3. Kuznecov I.A., Poplavskij V.M. Bezopasnost' AES s reaktorami na bystryh nejtronah. Pod obsch. red. chlena-korrespondenta AN RF V.I. Rachkova. Moscow. Izdat Publ., 2012 (in Russian)
4. Dubina Ju.V., Slesarev I.S. Nejtronno-fizicheskij analiz geterogennyh kompozicij aktivnyh zon bystryh reaktorov s dissociirujuschim teplonositelem. Preprint №4. Minsk. Institut yadernyh issledovanij AN BSSR Publ., 1984 (in Russian).
5. Kuhaev A.I., Popov B.I. Nejtronno-fizicheskie harakteristiki BRIG-300 p.134. Minsk. Institut yadernyh issledovanij AN BSSR Publ., 1978 (in Russian).

#### Authors

Samohin Dmitrij Sergeevich, Head of Chair, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: samohin@iate.obninsk.ru

Znak Ivan Mihajlovich, PhD Student  
E-mail: vano\_da@bk.ru

Terehova Anna Mihajlovna, Senior Lecturer  
E-mail: anna\_terehova@inbox.ru

УДК 621.039.51.17

# БИБЛИОТЕКА ПОГРЕШНОСТЕЙ ХАРАКТЕРИСТИК РАСПАДА РАДИОНУКЛИДОВ В СИСТЕМЕ КОНСТАНТ БНАБ

**Д.С. Барабанова\*, Г.М. Жердев\*\***

\* *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.*

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

\*\* *ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского*

*249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1.*



Представлены результаты работы по созданию библиотеки погрешностей данных о радиоактивных распадах в формате БНАБ. Сравнены разные оценки погрешностей и на примере тестовой задачи определено их влияние на результат расчета остаточного энерговыделения.

Сформированы таблицы в формате БНАБ, содержащие данные, полученные на основе библиотек формата ENDF-6. Из ENDF/B-7 обработан 3821 изотоп, из JEFF-3.11 – 3852 и из JENDL-4.0 – 1264 изотопа.

Выявлено, что различия в оценках, принятых в разных библиотеках распадных данных, сравнительно невелики, но иногда превышают погрешности, принятые в ENDF/B-7 и JEFF-3.11 (как правило, согласующиеся друг с другом).

**Ключевые слова:** погрешности, радиоактивный распад, радионуклид, библиотека данных о радиоактивных распадах, энерговыделение, БНАБ, ENDF/B-7, JEFF-3.11, JENDL-4.0, СКАЛА.

## ВВЕДЕНИЕ

В Российской Федерации широко распространена система констант БНАБ, созданная для проведения инженерных расчетов. Она включает в себя и характеристики распадов радионуклидов.

За рубежом эти данные хранятся, как правило, в международном формате ENDF-6 [1]. В разных странах используются различающиеся библиотеки – ENDF/B-7 в США, JEFF-3.11 в странах ЕС, JENDL-4.0 в Японии. Используемая в РФ библиотека БНАБ содержит характеристики распада радионуклидов в формате, ориентированном на применение этих данных в инженерных программах. Формат БНАБ в отличие от формата ENDF-6 существенно упрощает анализ и коррекцию данных экспертом, а стандартные процедуры доступа к БНАБ позволяют относительно просто использовать библиотеку в программах. Данные в ней тщательно проверяются на противоречивость и эпизодически дополняются из различных источников или корректируются.

Библиотека характеристик распада радионуклидов БНАБ [2] с включенными в нее данными по изотопам была скомпилирована на границе столетий. Неучтенные изотопы в сумме могут выделять до 10% остаточного энерговыделения. Это, как правило, нейтронно-дефицитные ядра.

© *Д.С. Барабанова, Г.М. Жердев, 2015*

150

Представлялось целесообразным расширить библиотеку и снабдить ее данными для расчета погрешностей этих характеристик.

Для этого необходимо было разработать инструмент извлечения распадных данных из библиотек в формате ENDF-6 и создания на их основе библиотек формата БНАБ вместе с данными по погрешностям характеристик распада, а также получить опыт работы с погрешностями этих данных в рамках системы СКАЛА [3, 4].

Созданный инструмент можно рассматривать в том числе и как способ использования файлов ENDF-6 в рамках системы СКАЛА/БНАБ.

## **ОБРАБОТКА ФАЙЛОВ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ О ХАРАКТЕРИСТИКАХ РАСПАДА РАДИОНУКЛИДОВ**

Для обработки файлов оцененных нейтронных данных была написана на языке ФОРТРАН программа DECAPRO (*Decay Processing*), которая позволила извлекать данные из файла MF = 8 библиотеки в формате ENDF-6 и на их основе формировать таблицы распадных данных в формате БНАБ. Для записи погрешностей распадных данных предложен тот же формат, что и для самих данных с отличием лишь идентификатора MT, определяющего в этом формате тип данных, содержащихся в таблицах. Для таблиц с погрешностями предложено использовать идентификатор MT со значением 81 (MT = 81).

Программа DECAPRO формирует таблицы БНАБ с MF = 90 (основные распадные данные – периоды полураспада, коэффициенты ветвления по типам распада и сопутствующие энерговыделения), MF = 91 (линейчатые спектры гамма-излучения), MF = 92 (линейчатые спектры электронов), MF = 93 (выходы, средние и максимальные энергии бета-излучения), MF = 94 (линейчатые спектры альфа-излучения). Переработке в формат БНАБ подвергнуты данные ENDF/B-7, JEFF-3.11 и JENDL4.0. Параллельно с распадными данными формировались и таблицы БНАБ, содержащие их погрешности (с MT = 81).

Детальное описание процедуры переработки было бы чрезмерно сложным. В частности, нелегкую задачу представляло формирование данных о вероятностях различных мод бета-распада (с испусканием вторичных нейтронов, альфа-частиц и др.), преобразование непрерывных спектров и т.д.

Для проведения экспертного анализа были получены библиотеки формата БНАБ на основе оценок ENDF/B-7, JEFF-3.11 и JENDL4.0.

Всего на основе ENDF/B-7 получены данные для 3821 изотопа (при этом 671 изотоп в первом метастабильном состоянии, 66 во втором и один в третьем). По JEFF-3.11 получены данные для 3852 изотопов (699 изотопов в первом метастабильном состоянии, 67 во втором и два в третьем). По JENDL4.0 получены данные для 1264 изотопов (230 в первом метастабильном состоянии и 20 во втором). Этих данных существенно больше, чем содержится сейчас в таблицах БНАБ, – 1565 изотопов, из них 299 в первом и 23 во втором метастабильном состоянии.

Предполагается, что пополнение библиотеки БНАБ [5] новыми данными и модификация имеющихся данных будет выполняться опытными экспертами-ядерщиками на основе сформированных таблиц данных из разных источников с учетом погрешностей этих данных.

Заметим, что оценки погрешностей распадных данных во многих (если не в большинстве) случаях превышают расхождения в оценках, принятых в разных библиотеках. Это и естественно, поскольку основаниями для оценок служат, как правило, одни и те же наборы экспериментов. Такое обстоятельство упрощает отбор данных для библиотеки БНАБ. Что касается погрешностей, то они, как правило, существенно превышают расхождения в оцененных данных.

## СРАВНЕНИЕ РАСПАДНЫХ ДАННЫХ РАЗЛИЧНЫХ БИБЛИОТЕК

Из существующих оценок библиотеки ENDF/B-7 и JEFF-3.11 являются наиболее полными. Имевшаяся в нашем распоряжении библиотека JENDL-4.0 не содержала данных для актинидов. В последующих трех таблицах приводятся данные о локальном энерговыделении и об энергии, переносимой гамма-излучением для целого ряда нуклидов.

Список изотопов в таблицах взят из теста по оценке остаточного энерговыделения в топливе БНК, о котором речь пойдет ниже.

В таблицах приводятся величины (колонка «Разброс»), определяемые как

$$\sqrt{\sum_{k=1}^N (E_k - E^{cp})^2 / N},$$

где  $N$  – число источников данных;  $E^{cp}$  – среднее значение.

Таблица 1

### Энергия, уносимая гамма-квантами при распаде изотопов в расчете остаточного энерговыделения

Изотоп	БНАБ	ENDF/B-7	JEFF-3.11	JENDL-4.0	Среднее	Разброс	Погрешность ENDF/B-7
Y-91	0.0036	0.0031	0.0031	0.0031	0.0032	0.00021	0.00048 (15%)
Zr95	0.7370	0.7321	0.7328	0.7321	0.7335	0.00203	0.002300 (3%)
Nb95	0.7670	0.7645	0.7645	0.7645	0.7651	<b>0.00109</b>	<b>0.00006 (0.01%)</b>
Ru03	0.4840	0.4958	0.4961	0.4960	0.4930	0.00518	0.00609 (1.2%)
Rh06	0.2090	0.2061	0.2043	0.2060	0.2063	0.00169	0.00260 (1.3%)
Cs34	1.5540	1.5544	1.5554	1.5544	1.5546	0.00053	0.00085 (0.05%)
Ba7m	0.5970	0.5972	0.5984	0.5948	0.5969	<b>0.00130</b>	<b>0.00093 (0.16%)</b>
Ba40	0.1830	0.1822	0.1802	0.1820	0.1818	0.00105	0.00123 (0.68%)
La40	2.3150	2.3083	2.3126	2.3080	2.3110	0.00294	0.00389 (0.17%)
Ce41	0.0766	0.0766	0.0765	0.0767	0.0766	0.00007	0.00047 (0.62%)
Pr44	0.0318	0.0289	0.0338	0.0289	0.0308	<b>0.00207</b>	<b>0.00036 (1.2%)</b>
Cm42	0.0014	0.0019	0.0014		0.0015	<b>0.00025</b>	<b>0.00013 (7%)</b>

Таблица 2

### Энергия, уносимая электронами и бета-частицами при распаде изотопов в расчете остаточного энерговыделения

Изотоп	БНАБ	ENDF/B-7	JEFF-3.11	JENDL-4.0	Среднее	Разброс	Погрешность ENDF/B-7
Y-91	0.6020	0.6030	0.6059	0.6032	0.6035	<b>0.00146</b>	<b>0.00083</b>
Zr95	0.1150	0.1180	0.1200	0.1181	0.1178	<b>0.00180</b>	<b>0.00061</b>
Nb95	0.0434	0.0445	0.0445	0.0445	0.0442	<b>0.00048</b>	<b>0.00015</b>
Ru03	0.0700	0.0665	0.0666	0.0665	0.0674	<b>0.00151</b>	<b>0.00150</b>
Rh06	1.4090	1.4134	1.4114	1.4100	1.4110	0.00166	0.01210
Cs34	0.1630	0.1641	0.1636	0.1638	0.1636	0.00039	0.00071
Ba7m	0.0651	0.0641	0.0607	0.0636	0.0634	<b>0.00163</b>	<b>0.00070</b>
Ba40	0.3110	0.3182	0.3106	0.3200	0.3149	0.00419	0.05016
La40	0.5330	0.5355	0.5351	0.5350	0.5346	0.00097	0.01484
Ce41	0.1700	0.1703	0.1684	0.1704	0.1698	0.00080	0.00401
Pr44	1.2060	1.2085	1.2006	1.2090	1.2060	0.00332	0.00501
Cm42	0.0094	0.0087	0.0102		0.0094	<b>0.00062</b>	<b>0.00008</b>

Таблица 3

**Относительные расхождения констант энерговыделения, уносимого гамма-квантами при распаде изотопов по различным оценкам, %**

Изотоп	ENDF/B-7	JEFF-3.11	JENDL-4.0	Среднее	Разброс, %
Y-91	15.39	15.38	16.13	15.63	2.24
Zr95	0.31	0.31	0.31	0.31	0.07
Nb95	0.01	0.01	0.01	0.01	0.80
Ru03	1.23	1.23	1.21	1.22	0.67
Rh06	1.26	1.39	1.46	1.37	6.00
Cs34	0.05	0.03	0.06	0.05	21.85
Ba7m	0.16	0.22	0.17	0.18	15.78
Ba40	0.68	0.91	0.71	0.77	13.52
La40	0.17	0.13	1.04	0.44	94.68
Ce41	0.62	0.44	0.65	0.57	16.52
Pr44	1.23	1.84	1.38	1.48	17.35
Cm42	7.00	9.85		8.43	16.91

На рисунке 1 демонстрируется энергия, уносимая альфа-частицами при распаде для двух характерных случаев. Для урана-235 разброс (заштрихованная область) меньше приписанных в оценке ENDF/B-7 погрешностей. Это типичный случай. Пример для плутония-241 демонстрирует случай, когда разброс больше оцененных погрешностей.

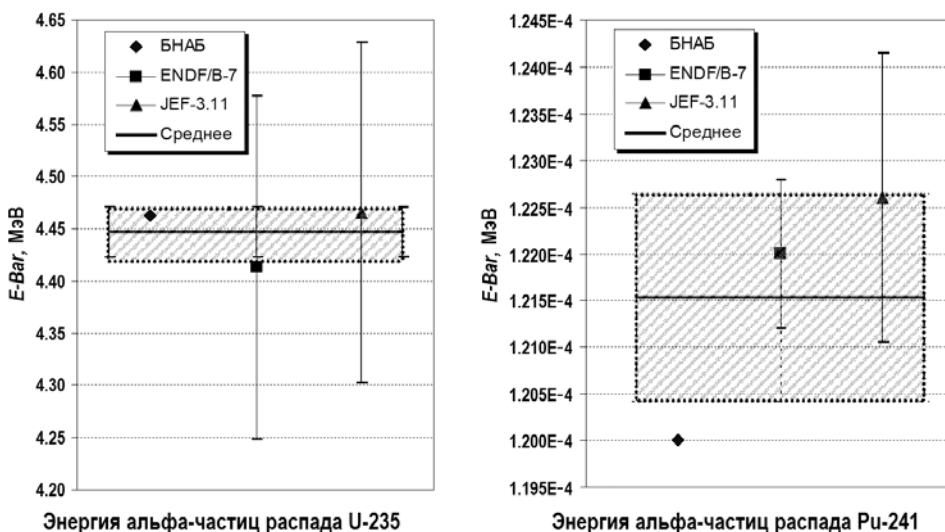


Рис. 1. Энергия, уносимая альфа-частицами при распаде актинидов по различным оценкам, и ее погрешности

Как видно из приводимых данных, различия в оценках, принятых в разных библиотеках распадных данных, сравнительно невелики, но порой превышают погрешности, следующие из оценки ENDF/B-7. Погрешности различных оценок, как правило, согласуются между собой, поэтому полученная в работе информация позволит, как представляется авторам, без большого труда пополнить библиотеку БНАБ отсутствующими данными, приняв для них средние значения из других библиотек. Что касается погрешностей, то целесообразно принять наиболее консервативную оценку (в частности, величину разброса между оценками).

## ПРИМЕНЕНИЕ ДАННЫХ ПО ПОГРЕШНОСТИЯМ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

В качестве примера рассмотрено остаточное энерговыделение в топливе, выгруженном из реактора типа БНК (БН-1200) – коммерческого быстрого реактора большой мощности в установившемся режиме перегрузок на пятый год с рециклированием топлива и его выдержки 35 дней. Рассматриваются данные для изотопов, давших более одного процента в остаточное энерговыделение. Аналогичные расчеты производились в лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

В таблице 4 представлена оценка, выполненная на основе таблиц погрешностей распадных данных, сформированных в формате БНАБ на основе ENDF/B-7. Учитывались две составляющие погрешностей – «константная» (за счет неточности данных о выходах и энергиях излучений) и «полупериодная» (в том числе за счет неточности знания постоянных распада).

Погрешности константной и полупериодной составляющих считались независимыми. Относительная итоговая погрешность энерговыделения вычислялась в предположении независимости погрешностей вкладов отдельных изотопов. Буквой *Z* отмечена погрешность локального энерговыделения, обусловленного торможением заряженных частиц; *Gam* означает «переносную» часть энерговыделения, обусловленную гамма-излучением.

Таблица 4

**Погрешности, вносимые в расчет энерговыделения по изотопам и компонентам, на основе данных ENDF/B-7 и по оценке экспертов ГНЦ РФ-ФЭИ, %**

Изотоп	ФЭИ				ENDF/B-7			
	Константная составляющая, %		С учетом составляющей полураспада, %		Константная составляющая, %		С учетом составляющей полураспада, %	
	<i>Z</i>	<i>Gam</i>	<i>Z</i>	<i>Gam</i>	<i>Z</i>	<i>Gam</i>	<i>Z</i>	<i>Gam</i>
Y-91	0.01	<b>1.05</b>	0.01	<b>1.05</b>	0.01	<b>0.69</b>	0.01	<b>0.69</b>
Zr-95	<b>0.17</b>	0.09	<b>0.17</b>	0.09	0.06	0.03	0.06	0.03
Nb-95	0.05	0.001	0.05	0.003	0.05	0.00	0.05	0.00
Ru-103	<b>0.22</b>	<b>0.24</b>	<b>0.22</b>	<b>0.24</b>	<b>0.18</b>	0.10	<b>0.18</b>	0.10
Rh-106	<b>0.71</b>	<b>0.63</b>	<b>0.76</b>	<b>0.68</b>	<b>0.19</b>	<b>0.28</b>	<b>0.20</b>	<b>0.31</b>
Cs-134	0.05	0.02	0.05	0.02	0.01	0.001	0.01	0.001
Ba-137m	<b>0.12</b>	0.01	<b>0.12</b>	0.01	0.01	0.002	0.01	0.002
Ba-140	0.07	0.01	0.07	0.01	<b>0.18</b>	0.01	<b>0.18</b>	0.01
La-140	0.07	0.01	0.07	0.01	<b>0.20</b>	0.01	<b>0.20</b>	0.01
Ce-141	0.03	0.02	0.03	0.02	0.04	0.01	0.04	0.01
Pr-144	0.05	<b>0.15</b>	0.06	<b>0.15</b>	0.05	<b>0.14</b>	0.06	<b>0.14</b>
Cm-242	0.03	<b>0.39</b>	0.03	<b>0.39</b>	0.04	<b>0.27</b>	0.04	<b>0.27</b>
Суммарная погрешность	<b>0.89</b>	<b>1.49</b>	<b>0.93</b>	<b>1.52</b>	<b>0.44</b>	<b>0.91</b>	<b>0.45</b>	<b>0.93</b>

Как видно из приведенных данных, оценки погрешностей энерговыделения могут значительно различаться. В последней строке таблицы приводятся составляющие суммарной погрешности энерговыделения по всем рассмотренным нуклидам. Расхождения здесь, как и следовало ожидать, не столь велики. Оценки экспертов более консервативны по сравнению с оценкой ENDF/B-7.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Созданная программа перевода распадных данных из формата ENDF в формат БНАБ позволила представить в этом формате данные для всех практически значимых нуклидов. Это открыло путь к пополнению библиотеки распадных данных БНАБ недостаю-

щей сейчас информацией. Была создана библиотека данных о погрешностях характеристик распада и появилась возможность включения этих данных в эту библиотеку БНАБ. Оценены погрешности расчета энерговыделения для тестовой модели в сравнении с моделями других авторов и продемонстрирована адекватность новых данных.

Авторы выражают глубочайшую благодарность профессору М.Н. Николаеву за консультации, оказанные по тематике работы.

### **Литература**

1. Trkov A., Herman M., Brown D.A. ENDF-102, ENDF-6 Formats Manual, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI and ENDF/B-VII // BNL90365-2009 Rev.2, Nov. 2011.
2. Забродская С.В., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека распадных данных и выходы продуктов деления в системе константного обеспечения БНАБ-93.// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. –Вып. 2. –2000.
3. Жердев Г.М. SKALA – The computing system for an estimation of nuclear and radiation safety./ / Proc. Int. Conf. «M&C 2005», Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM – sect. 315.
4. Власкин Г.Н., Жердев Г.М., Рогожкин В.Ю., Николаев М.Н. и др. Расчет интенсивности источников радиационных излучений (программа SOURCE).// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. –2002. – Вып. 4. –С. 39-60.
5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93 / Верификационный отчет. Москва. Межведомственная комиссия по аттестации справочных данных в различных тематических направлениях атомной науки, техники и технологии. 1995.

Поступила в редакцию 26.01.2015 г.

### **Авторы**

Барабанова Дарья Сергеевна, студентка 6 курса  
E-mail: dassha20081@rambler.ru

Жердев Геннадий Михайлович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук  
E-mail: jerdev@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

## **RADIOACTIVE DECAY DATA UNCERTAINTIES LIBRARY OF ISOTOPES FOR ABBN CONSTANT SYSTEM**

Barabanova D.S.\*, Zherdev G.M.\*\*

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249032 Russia

\*\* FSUE «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky». 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### **ABSTRACT**

Most of evaluated data libraries ENDF/B-7 in USA, JEFF-3.11 in EU countries, JENDL-4.0 in Japan have evaluated decay data for radioactive isotopes. As usual these data are presented at international format ENDF-6. Such format isn't suitable for engineering calculation, so data are rewritten in other formats. ABBN- constant library is one of the most used.

This article contains the creation results of uncertainty data library of decay data at the ABBN-format. The analyses of different evaluations are presented, as well calculation results of these uncertainties on the test task.

As the result 3821 files were processed from ENDF/B-7, 3852 files – from JEFF-3.11, 1264 files – from JENDL-4.0. and tables with decay data at ABBN-format were formed.

The evaluations of decay data uncertainties were made. It was found that differences in evaluations are not large, though sometimes are more than uncertainties in ENDF/B-7 and JEFF-3.11. As a rule uncertainties in different libraries are agree.

The evaluation of uncertainty at energy calculation for case of test model BNK showed adequacy of new data.

**Key words:** uncertainties, radioactive decay, radionuclide, radioactive decay data library, energy release, ABBN, ENDF/B-7, JEFF-3.11, JENDL-4.0, SCALE.

#### REFERENCES

1. Trkov A., Herman M., Brown D. A., ENDF-102, ENDF-6 Formats Manual, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI and ENDF/B-VII. BNL90365-2009 Rev. 2, Nov. 2011.
2. Zabrodskaya S.V., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Biblioteka rasspashnyh dannyh i vzhody produktov deleniya v sisteme konstantnogo obespecheniya BNAB-93. *Voprosy Atomnoj Nauki i Tehniki*. Ser. «Yadernye Konstanty», iss. 2, 2000 (in Russian).
3. Zherdev G.M. SKALA – The Computing System for an Estimation of Nuclear and Radiation Safety. Proc. Int. Conf. «M&C 2005», Avignon, France, September 12–15, 2005, on CD-ROM – sect. 315.
4. Vlaskin G.N., Zherdev G.M., Rogozhkin V.Yu., Nikolaev M.N. et al. Raschet intensivnosti istochnikov radiatsionnyh izluchenij (programma SOURCE). *Voprosy Atomnoj Nauki i Tehniki*. Ser. «Fizika yadernyh reaktorov». 2002, iss. 4, pp. 39-60 (in Russian).
5. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Sistema gruppovyh konstant BNAB-93. Verifikatsionnyj otchyt. Moskva, Mezhvedomstvennaya komissiya po attestatsii spravochnyh dannyh v razlichnyh tematicheskikh napravleniyah atomnoj nauki, tekhniki i tekhnologii. 1995 (in Russian).

#### Authors

Barabanova Dar'ya Sergeevna, 6 year Student  
E-mail: dassha20081@rambler.ru

Zherdev Gennadij Mihajlovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: jerdev@ippe.ru

# СПЕКТРЫ НЕЙТРОНОВ УТЕЧКИ ИЗ Рb-Li-СФЕРЫ С $^{252}\text{Cf}$ - И 14 МэВ-ИСТОЧНИКАМИ НЕЙТРОНОВ В ЦЕНТРЕ И ТЕСТИРОВКА ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ

**А.И. Блохин, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев, И.В. Сипачев**

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



Спектр нейтронов утечки из  $\text{Pb}_{83}\text{Li}_{17}$ -сферы с  $^{252}\text{Cf}$ -источником нейтронов в центре измерен методом времени пролета в диапазоне энергии нейтронов от 200 кэВ до 10 МэВ. Внешний радиус сферы составлял 200 мм, внутренний – 60 мм. Измерения выполнены с использованием специально спроектированной быстрой ионизационной камеры, обеспечивающей одновременно стоповые импульсы для времяпролетной техники и фиксирование полного количества распадов  $^{252}\text{Cf}$  за время эксперимента. Нейтроны утечки с внешней поверхности сферы регистрировались сцинтилляционным детектором на основе кристалла паратерфенила (диаметр 5 см, высота 5 см) и фотоумножителя ФЭУ-143. Ранее измерения спектра нейтронов утечки из этой сферы производились с 14 МэВ-источником нейтронов с использованием той же техники спектрометрии [1]. Выполнено сравнение результатов обоих измерений с расчетами по программе Монте-Карло MCNP-4B с библиотеками нейтронных данных ENDF/B-VII.1 и БРОНД-3.

**Ключевые слова:** спектр нейтронов, метод времени пролета, ионизационная камера с  $^{252}\text{Cf}$ -источником нейтронов, сцинтилляционный детектор нейтронов, тестировка оцененных нейтронных данных.

## ВВЕДЕНИЕ

В важном классе проектов термоядерных реакторов планируется использовать литий для воспроизводства трития, а свинец – для размножения нейтронов. Кроме того, предполагается использовать свинец в качестве теплоносителя в новых проектах реактора деления на быстрых нейтронах с естественной безопасностью. В этой связи возрастают требования к существующим файлам оцененных ядерных данных для лития и свинца. Оцененные файлы данных должны проверяться в интегральных экспериментах по транспорту нейтронов. Среди различных экспериментов для тестировки ядерных данных одним из лучших является измерение спектра нейтронов утечки из однородного сферического образца с источником нейтронов в его центре методом времени пролета. По сравнению с другими геометриями сферическая симметрия существенно улучшает измерения, так как измерения только в одной позиции детектора по отношению к внешней поверхности сферы достаточны для измерения нейтронной утечки из всей сферы.

Цель работы заключается в измерении спектра нейтронов утечки из сферической

© А.И. Блохин, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев, И.В. Сипачев, 2015

сборки  $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$  толщиной 14 см с  $^{252}\text{Cf}$ -источником нейтронов в центре и тестировке оцененных нейтронных данных по результатам этих измерений и выполненных ранее измерений с 14 МэВ-источником нейтронов [1].

## ЭКСПЕРИМЕНТ

Измерения спектра нейтронов утечки с  $^{252}\text{Cf}$ -источником нейтронов выполнены методом времени пролета. Схема эксперимента представлена на рис.1. Калифорниевая камера деления представляет собой цилиндр диаметром 35 мм, длиной 120 мм и толщиной стенки 0,35 мм, наполненный газовой смесью 90%Ar+10%CO<sub>2</sub>. Внутри этого цилиндра смонтированы два дисковых электрода диаметром 20 мм и толщиной 0,2 мм на расстоянии 2 мм между ними. Калифорниевый слой нанесен на один электрод и покрыт тонкой золотой пленкой. Активное пятно диаметром 10 мм испускало около  $10^6$  нейтронов в секунду. Импульсы с камеры с дискриминацией низкоамплитудных импульсов от  $\alpha$ -частиц обеспечивали стоповые сигналы для времяпролетных измерений и счет осколков деления для мониторирования во время эксперимента. Камера располагалась в сфере так, чтобы центр  $^{252}\text{Cf}$ -слоя совпадал с геометрическим центром сферы.

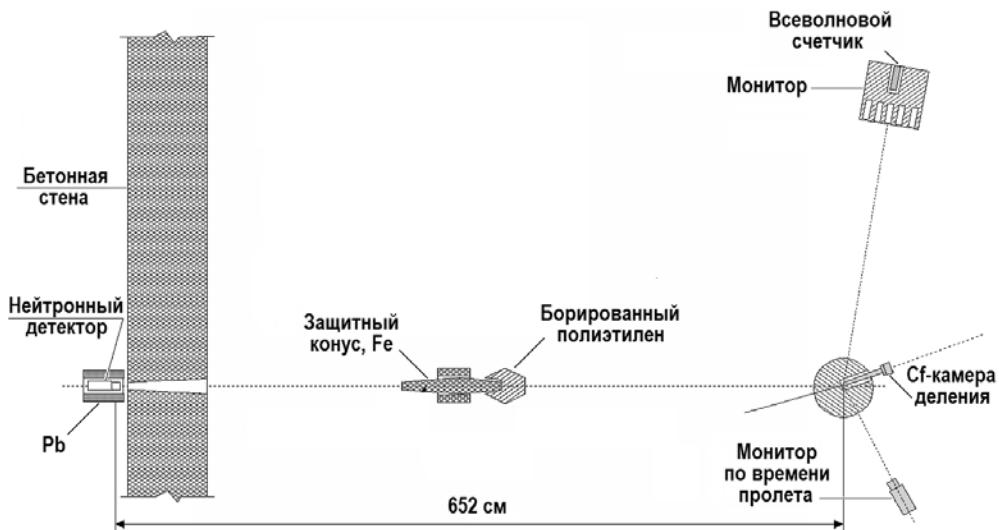


Рис. 1. Геометрия экспериментальной установки для измерения спектров утечки нейтронов из сферических образцов

Сфера сделана из сплава свинца с литием (атомарное отношение Pb/Li составляет 83/17), имеет внешний и внутренний диаметры 400 и 120 мм соответственно, а также цилиндрическое отверстие диаметром 50 мм для установки  $^{252}\text{Cf}$ -ионизационной камеры.

Нейтроны утечки с внешней поверхности сферического образца детектировались сцинтилляционным детектором на основе кристалла паратерфенила (диаметром 5 см, высотой 5 см) и фотоумножителя ФЭУ-143. Детектор располагался на 6,5 м-пролетной базе от центра сферы в свинцовом домике за бетонной стеной толщиной 1 м. Эффективность детектора определялась измерением спектра нейтронов деления  $^{252}\text{Cf}$  методом времени пролета в такой же геометрии эксперимента.

Электронная аппаратура спектрометра построена по магистрально-модульному принципу, и по своей структуре представляет автоматизированную информационно-измерительную систему. Детали электронной схемы приводятся в работе [2]. Параметры электронных блоков подбирались так, чтобы получить лучшее временное разрешение, низкий нейтронный порог и достаточное подавление фона  $\gamma$ -квантов. Временное разрешение спектрометра составляло  $\sim 3$  нс, нейтронный порог  $\sim 70$  кэВ и коэффициент подавления  $\gamma$ -квантов  $\sim 10$ . Для контроля стабильности спектрометра ис-

пользовался времяпролетный монитор с детектором на основе быстрого пластического сцинтиллятора (цилиндр диаметром 2 см и длиной 2 см) и фотоумножителя ФЭУ-87.

Для измерения фонового спектра нейтронов железный конус длиной 1 м с дополнительным цилиндром из борированного полиэтилена длиной 30 см устанавливался между сферой и детектором.

## ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ ИЗМЕРЕНИЙ

Процедура измерения спектра нейтронов утечки состояла в многократных измерениях с теневым конусом и без него для усреднения возможных флюктуаций спектрометра. Окончательное времяпролетное распределение нейтронов утечки получено после тщательного отбора измеренных спектров и нормировки их на одинаковое число делений. Времяпролетный спектр преобразовывался затем в энергетический спектр и интегрировался в  $4\pi$  стерадиан. Нормировка на один нейтрон источника определена по счету осколков деления в  $^{252}\text{Cf}$ -ионизационной камере. Измеренные спектры нейтронов утечки были поправлены на искажения, связанные с рассеянием нейтронов на конструкционных материалах  $^{252}\text{Cf}$ -камеры и с преобразованием времяпролетного спектра в энергетический спектр [3]. Поправки на эти эффекты были рассчитаны с помощью программы MCNP-4B [4].

Полная погрешность измеренных спектров нейтронов утечки оценивалась с учетом следующих компонентов:

- статистическая погрешность определена в 2 – 15% в интервале энергии нейтронов 0,2 – 10 МэВ;
- погрешность, связанная с нестабильностью спектрометра нейтронов, ~ 3%;
- погрешность эффективности детектора нейтронов ~ 3%;
- погрешность определения потока нейтронов ~ 2%;
- погрешности расчета поправок, связанных с рассеянием нейтронов на конструкции  $^{252}\text{Cf}$ -камеры ~ 1% и с временной задержкой нейтронов в сферическом образце ~ 2%.

Полная погрешность в измеренном спектре изменялась от 5 до 15% в диапазоне энергии нейтронов 0,2 – 10 МэВ.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ И СРАВНЕНИЕ С РАСЧЕТАМИ

Расчеты спектров нейтронов утечки выполнены по методу Монте-Карло с использованием программы MCNP-4B [4] и библиотек оцененных нейтронных данных ENDF/B-VII.1 и БРОНД-3. Конструкционные особенности сферы были учтены в расчетах. Транспортные константы для расчетов были подготовлены с использованием системы NJOY [5].

Измеренный и рассчитанный спектры нейтронов утечки из свинцово-литиевой сферы с  $^{252}\text{Cf}$ -источником нейтронов представлены на рис. 2. Аналогичные данные с 14 МэВ-источником нейтронов представлены на рис. 3.

Анализ измеренных и рассчитанных спектров нейтронов утечки из свинцово-литиевой сферы с калифорниевым источником нейтронов показывает, что расчеты с ENDF/B-VII.1- и БРОНД-3-файлами оцененных данных находятся в неудовлетворительном согласии с измеренным результатом во всем диапазоне энергии нейтронов. В области энергий нейтронов выше 2 МэВ расчетные данные, как правило, превышают измерения до 20%, в области ниже 2 МэВ – существенно ниже измеренных.

Аналогичная ситуация наблюдается при сравнении расчетных и измеренных спектров нейтронов утечки с 14 МэВ-источником нейтронов. Если в области энергий нейтронов выше 2 МэВ наблюдается удовлетворительное согласие измеренных и расчетных данных, то в области энергий 1-2 МэВ расхождение достигает 20 – 25%, что требует дополнительного анализа в области оценки ядерных данных для изотопов свинца и лития и, возможно, проведения интегральных экспериментов по транспорту нейтронов.

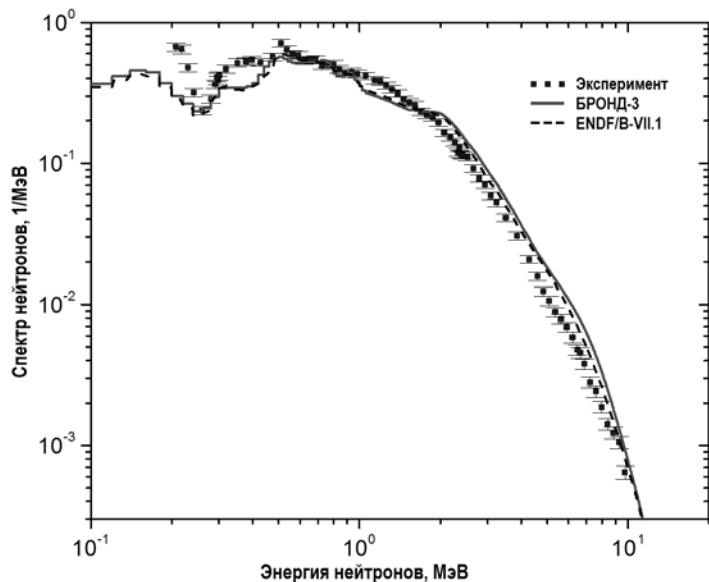


Рис. 2. Спектры нейтронов утечки из свинцово-литиевой сферы с калифорниевым источником нейтронов

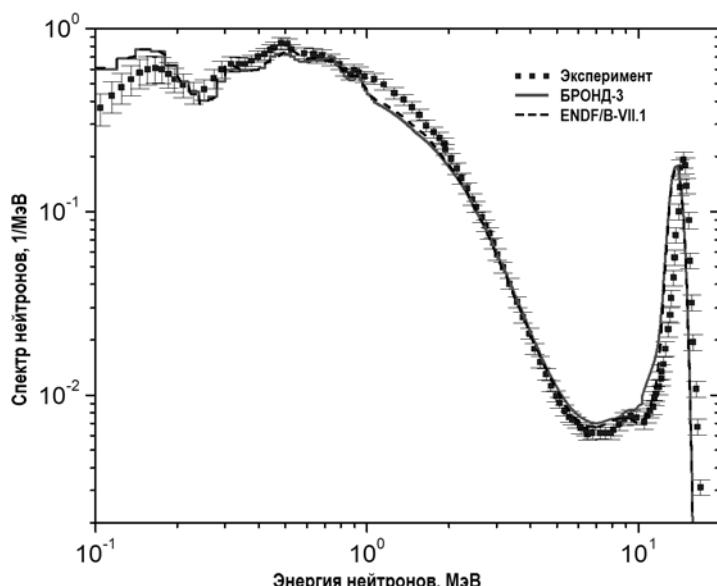


Рис. 3. Спектры нейтронов утечки из свинцово-литиевой сферы с 14 МэВ-источником нейтронов

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные результаты сравнения измеренных и рассчитанных спектров нейтронов утечки с поверхности свинцово-литиевой сферы указывают на необходимость уточнения оцененных нейтронных данных в библиотеках ENDF/B-VII.1 и БРОНД-3 для изотопов свинца и лития и, возможно, дополнительных интегральных экспериментов по транспорту нейтронов.

## Литература

1. Simakov S.P., Devkin B.V., Kobozev M.G., Talalaev V.A. FENDL NEUTRONICS BENCHMARK: Neutron leakage spectra from Be, Fe, Pb, PbLi shells with 14 MeV neutron source // Report

IAEA INDC(NDS)-313 (1994). PP. 1-16.

2. Zhuravlev B.V., Blokhin A.I., Kobozev M.G., Talalaev V.A. Measurements of leakage neutron spectra from thick spherical shells of vanadium and lead with 14 MeV neutrons and validation of their nuclear data. Proceedings of the XI International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei (ISINN-XI, Dubna, May 28-31, 2003), Dubna, JINR, 2004. PP.188-195.
3. Devkin B.V., Fischer U., Kappler F., Kobozev M.G., Mollendorff U. and Simakov S.P. Evaluation of corrections for spherical-shell neutron transmission experiments by the Monte-Carlo technique. / ВАНТ. сер. Ядерные константы, вып. 1-2 (1997). С. 38-44.
4. Briesmeister J.F. (Ed.). MCNP-4 General Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Version 4B, Report LA-12625-M (1997).
5. MacFarlane R.E., Muir D.W. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 94.66, LANL (USA) (1996).

Поступила в редакцию 24.06.2014 г.

### Авторы

Блохин Анатолий Иванович, начальник отдела, канд. физ.-мат. наук  
E-mail: blokhin@obninsk.ru

Журавлев Борис Васильевич, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: zhurav@ippe.ru

Талалаев Владимир Алексеевич, инженер

Сипачев Иван Васильевич, научный сотрудник

UDC 621.039

## NEUTRON LEAKAGE SPECTRA FROM Pb-Li SPHERE WITH CENTRAL $^{252}\text{Cf}$ - AND 14 MeV-NEUTRON SOURCES AND VERIFICATION OF EVALUATED NEUTRON DATA

Blokhin A.I., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A., Sipachev I.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering.

1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The leakage neutron spectra from  $\text{Pb}_{83}\text{Li}_{17}$  sphere with  $^{252}\text{Cf}$  neutron source at its center have been measured by the time-of-flight method from 200 keV up to 10 MeV. Outer radius of sphere was 200 mm, inner – 60 mm. The measurements were performed with use of a specially designed fast ionization chamber, supplied the stop pulses for the time-of-flight technique as well as total number of  $^{252}\text{Cf}$  disintegrations during the experiment. The neutrons leaking from the outer surface of a sphere were detected with a scintillation counter composed of a paraterphenyl crystal of 5 cm in diameter and 5 cm long and FEU-143 photomultiplier tube. Before the measurements of leakage neutron spectrum from the same Pb-Li sphere were performed with 14 MeV neutron source using the same time-of-flight facility [1]. The measured data were compared with the MCNP-4 Monte-Carlo code calculations with nuclear data processed from the ENDF/B-VII.1 and BROND-3 libraries.

**Key words:** neutron spectrum, time-of-flight method, ionization chamber with  $^{252}\text{Cf}$  neutron source, scintillation detector of neutrons, verification of evaluated neutron data.

### REFERENCES

1. Simakov S.P., Devkin B.V., M.G. Kobozev, V.A. Talalaev. FENDL NEUTRONICS BENCHMARK: Neutron leakage spectra from Be, Fe, Pb, PbLi shells with 14 MeV neutron source. Report IAEA INDC(NDS)-313 (1994), pp.1-16.
2. Zhuravlev B.V., Blokhin A.I., Kobozev M.G., Talalaev V.A. Measurements of leakage neutron

spectra from thick spherical shells of vanadium and lead with 14 MeV neutrons and validation of their nuclear data. Proceedings of the XI International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei (ISINN-XI, Dubna, May 28-31, 2003), Dubna, JINR, 2004, pp. 188-195.

3. Devkin B.V., Fischer U., Kappler F., Kobozev M.G., von Mollendorff U., Simakov S.P. Evaluation of corrections for spherical-shell neutron transmission experiments by the Monte-Carlo technique. *VANT, ser. Nuclear constants*, iss. 1-2. 1997, pp. 38-44.

4. Briesmeister J.F. (Ed.). MCNP-4 General Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Version 4B, Report LA-12625-M (1997).

5. MacFarlane R.E., Muir D.W. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 94.66, LANL (USA) (1996).

#### Authors

Blokhin Anatoly Ivanovich, Head of Division, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: blokhin@obninsk.ru

Zhuravlev Boris Vasil'evich, Leader Scientist, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: zhurav@ippe.ru

Talalaev Vladimir Alekseevich, Engineer

Sipachyov Ivan Vasil'evich, Research Scientist

## СПРАВОЧНИК ПО ТЕПЛОГИДРАВИЧЕСКИМ РАСЧЕТАМ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Издательство по Атомной Технике (ИздАТ) выпустило «Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике» в трех томах.

**Первый том** посвящен основам теплогидравлических процессов в ЯЭУ и состоит из двух разделов: «Гидродинамические расчеты» (гл. 1 – 4) и «Расчеты теплообмена» (гл. 5 – 14).

Большинство гидродинамических расчетов в ядерной энергетике связано с течениями однофазных и двухфазных сред в каналах. Указаны узлы ядерных реакторов, где наблюдаются наибольшие потери давления и искажения профиля скорости. Приведены формулы для расчетов коэффициентов сопротивления в каналах различной формы для однофазных и двухфазных сред в разных режимах, распределений скорости и контактных напряжений.

**Второй том** (гл. 15 – 27) открывается главой «Основы теплогидравлики ядерных реакторов», где сообщаются сведения об основных физических процессах в реакторах, а также об особенностях гидродинамики и полях температуры в элементах активной зоны. Том содержит краткие описания различных типов ядерных реакторов, изложение простейших методов теплогидравлических расчетов, присущих данному типу реакторов. Ряд методик носит общий характер и относится к разным типам реакторов. Например, большинство тяжеловодных и транспортных реакторов относятся к водо-водяным и имеют много общего с ВВЭР, PWR и методики их теплогидравлических расчетов во многом аналогичны.

**Третий том** состоит из пяти глав (28 – 32) и приложений. Основное направление тематики тома – описание процессов при нарушениях нормальной эксплуатации АЭС, разных барьеров безопасности, процессов, могущих возникнуть в защитной оболочке. Даны официальные формулировки проектных (ПА) и запроектных (ЗПА) аварий.

Приложения к третьему тому содержат статистические данные о реакторах и АЭС в разных странах, содержание первых двух томов Справочника и предметный указатель ко всем томам. Приводятся краткие статьи и рефераты о будущем развитии атомной энергетики с изложением мнений (возможно спорных) сотрудников разных институтов и КБ, давно работающих в отрасли. Приведены подробные сведения о теплофизических свойствах материалов ядерной техники (топлива, теплоносители, материалы оболочек твэлов и др.).

При подготовке рукописи использовались данные не только из известных и апробированных трудов, справочников, но и информация, доступная из научно-технических отчетов МАГАТЭ, международных конференций (GLOBAL, ICAPP, ICONE, NURETH и др.), научно-информационных баз данных ведущих отечественных и зарубежных организаций. В конце каждой главы приведен список источников.

В концерне «Росэнергоатом» (зам. генерального директора В.Г. Асмолов и др.) с пониманием подошли к важности сохранения знаний в современных условиях, обеспечив финансовую поддержку этого издания. По решению руководства концерна Справочник распространяется по учебным заведениям, НИИ, КБ, АЭС безвозмездно с предоставлением доверенности.

Остатки тиража реализуются по заявкам. Заявки принимаются по  
– телефону (48439) 98210;  
– электропочте kirillov@ippe.ru;  
– адресу 249033, г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1. ГНЦ РФ-ФЭИ, Кириллову П.Л.