

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ  
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ  
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»  
ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ И ТЕХНОЛОГИЙ

# **НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ: Толерантное ядерное топливо**

Материалы  
16-й Международной школы-конференции  
для молодых ученых и специалистов

*Москва, 29 октября – 2 ноября 2018 г.*

Москва 2018

УДК 621.039.531 (06)

ББК 31.46в6

М43

НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ: ТОЛЕРАНТНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО: Материалы 16-ой международной школы-конференции для молодых ученых и специалистов. Москва, 29 октября – 2 ноября 2018 г., М.: НИЯУ МИФИ, 2018, – 156 с.

В настоящем сборнике представлены аннотации лекций и докладов, а также программа школы-конференции. Материалы подготовлены преподавателями, научными сотрудниками, аспирантами и студентами НИЯУ МИФИ, учеными и специалистами Госкорпорации «Росатом», образовательных, академических, научных и научно-производственных организаций России и зарубежных стран, активно сотрудничающих с университетом. Рассматриваются вопросы разработки толерантного ядерного топлива, включая оболочки твэлов и ядерные материалы легководных водородных реакторов, приводятся результаты обзоров и оригинальных исследований покрытий на оболочках твэлов, их окисление при автоклавных и высокотемпературных параметрах воды и пара.

Сборник предназначен ученым, аспирантам и студентам старших курсов, интересующихся тематикой представленных в нем научных направлений.

Подготовлено в рамках Программы повышения конкурентоспособности НИЯУ МИФИ.

Ответственные за выпуск:

Б.А. Калинин, Г.Н. Елманов

Аннотации лекций и докладов получены до 15.10.2018, одобрены программным комитетом и издаются в авторской редакции.

ISBN 978-5-7262-2509-8

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2018

## ОРГАНИЗАТОРЫ ШКОЛЫ-КОНФЕРЕНЦИИ

- ГК «РОСАТОМ»
- Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ МИФИ)

Институт ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ

Кафедра Физических проблем материаловедения НИЯУ МИФИ

Лаборатория современных технологий производства новых материалов с применением импульсных электромагнитных полей НИЯУ МИФИ

- Национальный исследовательский технологический университет «МИСиС» (НИТУ МИСиС)

Кафедра материаловедения и физики прочности НИТУ МИСиС

- Межрегиональное научно-техническое общество материаловедов (МОМ)
- Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ КИ)
- Высокотехнологичный научно-исследовательский институт неорганических материалов (ВНИИНМ)
- Научно-исследовательский институт Научно-производственного объединения «ЛУЧ» (НИИ НПО «ЛУЧ»)

## **ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ**

### **Председатель:**

Каргин Н.И. НИЯУ МИФИ

### **Заместитель:**

Калин Б.А. НИЯУ МИФИ

### **Секретарь:**

Джумаев П.С. НИЯУ МИФИ

### **Члены комитета**

Гарнер Френк REC (США)  
Гурович Б.А. НИЦ КИ  
Долгов А.Б. ТК ТВЭЛ  
Зайцев П.А. Росатом  
Карпюк Л.А. АО ВНИИНМ  
Крицкий В.Г. АО «Атомпроект»  
Марков Д.В. ГНЦ РФ ТРИНИТИ  
Нечайкина Т.А. ВИАМ  
Никулин С.А. НИТУ МИСиС  
Новиков В.В. АО ВНИИНМ  
Супов М.В. АО ВНИИНМ  
Тихомиров Г.В. НИЯУ МИФИ  
Пименов В.А. ОКБ «Гидропресс»  
Троянов В.М. АО Росэнергоатом  
Тузов А.А. ГНЦ РФ НИИАР  
Угрюмов А.В. ТК ТВЭЛ  
Шорт Майкл MIT (США)  
Цепелев А.Б. ИМЕТ РАН

### **ИСПОЛНИТЕЛЬНАЯ ГРУППА**

Джумаев П.С. – руководитель, НИЯУ МИФИ  
Елманов Г.Н. – зам. руководителя НИЯУ МИФИ  
Бачурина Д.М. НИЯУ МИФИ  
Емельянова О.В. НИЯУ МИФИ  
Киселев Д.С. НИИ НПО «ЛУЧ»  
Козлов И.В.. НИЦ КИ  
Михайлова Т.В. НИЯУ МИФИ  
Пенязь М.А. НИЯУ МИФИ  
Стальцов М.С. НИЯУ МИФИ  
Шорников Д.П. НИЯУ МИФИ

## СОДЕРЖАНИЕ

ПРОГРАММА .....	6
АННОТАЦИИ ЛЕКЦИЙ .....	15
АННОТАЦИИ ДОКЛАДОВ .....	53
СЕКЦИЯ 1 .....	54
СЕКЦИЯ 2 .....	113

## CONTENTS

SCHOOL PROGRAM .....	9
ABSTRACTS OF LECTURES .....	15
ABSTRACTS OF REPORTS .....	53
SECTION 1 .....	54
SECTION 2 .....	113

## ПРОГРАММА

### 29 октября

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Регистрация участников.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>20</sup>** Открытие.

**10<sup>20</sup> – 11<sup>40</sup>** Увакин М.А. (ОКБ «Гидропресс»). Обоснование безопасности АЭС с ВВЭР в свете рекомендаций МАГАТЭ: подходы, методы, примеры.

**11<sup>40</sup> – 12<sup>00</sup>** Угрюмов А.В. (АО ТВЭЛ). Программы разработки толерантного топлива.

#### Перерыв 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>

**12<sup>20</sup> – 13<sup>10</sup>** Новиков В.В. (АО ВНИИНМ). Проблемы поведения циркониевых твэлов и сборок в условиях ВВЭР.

**13<sup>10</sup> – 14<sup>00</sup>** Мельников И.А. (НИЦ «Курчатовский институт»). Расчётный анализ эффективности применения топлива ATF с повышенной устойчивостью к авариям для ВВЭР-1200.

#### Обед 14<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>

**15<sup>00</sup> – 15<sup>50</sup>** Френк Гарнер (Radiation Effects Consulting, США). Подход США к разработке оболочек толерантного топлива для легководных реакторов.

**15<sup>50</sup> – 16<sup>40</sup>** Калин Б.А. (НИЯУ МИФИ). Анализ направлений создания толерантных оболочек твэлов.

#### Перерыв 16<sup>40</sup> – 17<sup>00</sup>

**17<sup>00</sup> – 20<sup>00</sup>** *Стендовая сессия (секция 1). Обсуждение докладов.*

### 30 октября

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Регистрация участников.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup>** Крицкий В.Г. (АО «Атомпроект») Окисление оболочек твэл при аварии с потерей теплоносителя.

**10<sup>40</sup> – 11<sup>20</sup>** Дреганов О.И. (АО «ГНЦ НИИАР»). Эксперименты в реакторе МИР.М1 по испытанию одиночного твэла в режиме аварии с потерей теплоносителя.

**11<sup>20</sup> – 12<sup>00</sup>** Джеймс Стуббинс (Иллинойский университет, США). Ядерное топливо: успехи и инновации.

#### Перерыв 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>

**12<sup>20</sup> – 13<sup>10</sup>** Шорников Д.П. (НИЯУ МИФИ). Перспективы применения металлического ядерного топлива в коммерческих реакторах.

**13<sup>10</sup> – 14<sup>00</sup>** Тенишев А.В. (НИЯУ МИФИ). Направления совершенствования устойчивого к аварийным условиям ядерного топлива.

#### Обед 14<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>

**15<sup>00</sup> – 15<sup>40</sup>** Френк Гарнер (Radiation Effects Consulting, США). Влияние высокодозного облучения в различных типах ядерных реакторов на свойства аустенитных сталей.

**15<sup>40</sup> – 16<sup>10</sup>** Миловзоров Н.Г. (ООО «Тескан»). Возможности оборудования TESCAN при исследовании конструкционных и функциональных материалов.

**16<sup>10</sup> – 16<sup>40</sup>** Алферов А.А. (ООО «Тескан»). Решения по испытаниям материалов в атомной отрасли.

**Перерыв 16<sup>40</sup> – 17<sup>00</sup>**

**17<sup>00</sup> – 20<sup>00</sup>** *Стендовая сессия (секция 2). Обсуждение докладов.*

**31 октября**

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Регистрация участников.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup>** Калинин Б.А. (НИЯУ МИФИ). Особенности создания износостойких антикоррозионных барьерных слоев на фрагментах оболочек твэлов из сплава Э110 о.ч.

**10<sup>40</sup> – 11<sup>20</sup>** Якушкин А.А. (ТРИНИТИ, НИЯУ МИФИ). Методы создания оболочек твэлов для толерантного топлива с использованием нанесения хромовых покрытий.

**11<sup>20</sup> – 12<sup>00</sup>** Мокрушин А.А. (НИИ НПО «Луч»). Материалы и технологии в области создания толерантного ядерного топлива.

**Перерыв 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>**

**12<sup>20</sup> – 13<sup>00</sup>** Шорт Майкл (MIT, США). Разработка многослойного металлического композита циркалой-сталь для создания промышленно реализуемой технологии производства оболочки толерантного топлива.

**13<sup>00</sup> – 13<sup>40</sup>** Чернов И.И. (НИЯУ МИФИ). Ванадиевые сплавы как альтернатива реакторным конструкционным сталям.

**Обед 13<sup>40</sup> – 14<sup>40</sup>**

**14<sup>40</sup> – 20<sup>00</sup>** *Ознакомительная практика. Стендовая сессия.*

**1 ноября**

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Регистрация участников.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup>** Углов В.В. (Белорусский госуниверситет, Беларусь). Модифицирование структуры оболочек ТВЭЛ из сплавов циркония воздействием компрессионных плазменных потоков для повышения их стойкости к высокотемпературному окислению.

**10<sup>40</sup> – 11<sup>10</sup>** Кислицин С.Б. (ИЯФ РК, Казахстан). Комплекс для испытаний облученных конструкционных материалов и ядерного топлива.

**11<sup>10</sup> – 11<sup>40</sup>** А.С. Фролов (НИЦ «Курчатовский институт»). Эволюция структурно-фазового состояния оболочек тепловыделяющих элементов из сплава Э110 реакторов типа ВВЭР под действием эксплуатационных факторов.

**Перерыв 11<sup>40</sup> – 12<sup>00</sup>**

## Сообщения слушателей

**12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>** Е.Л. Корневский, Д.А. Сафонов, А.С. Яшин, Н.В. Волков, Б.А. Калинин, В.В. Углов. Модифицирование внешней поверхности оболочек сплава Э110 методом ионного перемешивания под облучением пучками ионов Ar и Xe.

**12<sup>20</sup> – 12<sup>40</sup>** А.С. Яшин, Н.В. Волков, Б.А. Калинин, Д.А. Александров, Д.А. Сафонов, П.С. Джумаев, Д.А. Фёдоров, А.А. Мокрушин, К.К. Полунин. Высокотемпературное окисление сплава Э110 с покрытиями.

**12<sup>40</sup> – 13<sup>00</sup>** Н.В. Волков, А.А. Зимин, Д.А. Сафонов, Б.А. Калинин, А.С. Яшин, Е.Л. Корневский, Д.А. Александров, Р.Д. Новиков, Д.А. Фёдоров. Измерение шероховатости труб при ионном травлении и нанесении покрытий

**13<sup>00</sup> – 13<sup>20</sup>** Д.А. Федоров, М.С. Стальцов, А.А. Болат-Оол<sup>1</sup>, Б.А. Калинин, В.В. Макаров, А.В. Афанасьев. Исследование коэффициента трения на трубах из сплава Э110 с нанесенными покрытиями.

**13<sup>20</sup> – 13<sup>40</sup>** Б.А. Калинин, Н.В. Волков, П.С. Джумаев, А.С. Яшин, Д.А. Александров, Д.А. Сафонов, Е.Л. Корневский, В.М. Ананьин, А.В. Сумарокова. О диффузионной подвижности кислорода при ВТО.

## Обед 13<sup>40</sup> – 14<sup>40</sup>

**14<sup>40</sup> – 20<sup>00</sup>** *Ознакомительная практика. Стендовая сессия.*

## 2 ноября

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Регистрация участников.

**10<sup>00</sup> – 12<sup>00</sup>** Круглый стол с участием российских и зарубежных лекторов. Подведение итогов.

**12<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>** Закрытие и награждение.

Экскурсия в НИЯУ МИФИ



## SCHOOL PROGRAM

### October 29

8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup> Registration.

10<sup>00</sup> – 10<sup>20</sup> Conference opening.

10<sup>20</sup> – 11<sup>10</sup> M.A. Uvakin (EDB «Gidropress»). The safety assessment of VVER NPP considering the IAEA recommendations: approaches, methods, examples.

11<sup>10</sup> – 12<sup>00</sup> A.V. Ugryumov (JSC «TVEL»). Accident tolerant fuel development programs.

#### Coffee Break 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>

12<sup>20</sup> – 13<sup>10</sup> V.V. Novikov (JC «A.A. Bochvar High Technology Research Institute of Inorganic Materials»). Behavior of the zirconium fuel rods and assemblies under VVER conditions.

13<sup>10</sup> – 14<sup>00</sup> I.A. Melnikov (NRC «Kurchatov institute»). Numerical analysis of accident tolerant fuel efficiency for VVER-1200.

#### Lunch break 14<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>

15<sup>00</sup> – 15<sup>50</sup> F.A. Garner (Radiation Effects Consulting, USA). US approach on development of cladding for accident -tolerant fuel for light-water reactors.

15<sup>50</sup> – 16<sup>40</sup> B.A. Kalin (MEPHI). Analysis of directions for creating accident tolerant fuel claddings.

#### Coffee Break 16<sup>40</sup> – 17<sup>00</sup>

17<sup>00</sup> – 20<sup>00</sup> *Poster session (Section 1).*

### October 30

8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup> Registration.

10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup> V.G. Kritskii (JSC Atomproekt). Oxidation of fuel cladding materials during LOCA.

10<sup>40</sup> – 11<sup>20</sup> O.I. Dreganov (JSC «SSC RIAR»). Experiments in the MIR.M1 reactor to test a single fuel rod under LOCA conditions.

11<sup>20</sup> – 12<sup>00</sup> J.F. Stubbins (University of Illinois, USA). Nuclear Fuel Cladding: Performance and Innovations.

#### Coffee Break 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>

12<sup>20</sup> – 13<sup>10</sup> D.P. Shornikov (MEPHI). Opportunities for the use of metallic nuclear fuel in commercial reactors.

13<sup>10</sup> – 14<sup>00</sup> A.V. Tenishev (MEPHI). Directions of improvement of the nuclear fuel sustainable to the accident conditions.

#### Lunch break 14<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>

15<sup>00</sup> – 15<sup>40</sup> F.A. Garner (Radiation Effects Consulting, USA). Impact of radiation-induced changes in dimension and mechanical properties of reactor structural components.

15<sup>40</sup> – 16<sup>10</sup> N.G. Milovzorov (JSC TESCAN). TESCAN equipment for the study of structural and functional materials.

16<sup>10</sup> – 16<sup>40</sup> A.A. Alferov (JSC TESCAN). Solutions for the testing of materials in the nuclear industry.

**Coffee Break 16<sup>40</sup> – 17<sup>00</sup>**

**17<sup>00</sup> – 20<sup>00</sup>** *Poster session (Section 2).*

**October 31**

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Registration.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup>** B.A. Kalin (MEPHI). Development of the wear- and corrosion-resistant coatings for the E110 alloy fuel cladding tubes.

**10<sup>40</sup> – 11<sup>20</sup>** A.A. Yakushkin (SRC RF «TRINITI», MEPHI). Methods of manufacturing the chromium coated accident tolerant fuel cladding tubes.

**11<sup>20</sup> – 12<sup>00</sup>** A.A. Mokrushin (SRI SIA «LUCH»). Materials and processes for accident-tolerant nuclear fuel development.

**Coffee Break 12<sup>00</sup> – 12<sup>20</sup>**

**12<sup>20</sup> – 13<sup>00</sup>** M.P. Short (Massachusetts Institute of Technology, USA). The development of a Zircaloy-Steel composite as an industrially manufacturable ATF cladding concept.

**13<sup>00</sup> – 13<sup>40</sup>** I.I. Chernov (MEPHI). Vanadium alloys as an alternative to reactor structural steels.

**Lunch break 13<sup>40</sup> – 14<sup>40</sup>**

**14<sup>40</sup> – 20<sup>00</sup>** *Excursions. Introductory Practices. Poster session.*

**November 1**

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Registration.

**10<sup>00</sup> – 10<sup>40</sup>** V.V. Uglov (Belarusian State University, Belarus). Modification of the microstructure of zircaloy fuel cladding by compression plasma flows for increasing of their resistance to high temperature oxidation.

**10<sup>40</sup> – 11<sup>10</sup>** S.B. Kislitsin (INP RK, Republic of Kazakhstan). Complex for testing of irradiated structural materials and nuclear fuel.

**11<sup>10</sup> – 11<sup>40</sup>** A.S. Frolov (NRC «Kurchatov institute»). The evolution of microstructure of E110 alloy fuel claddings of VVER-type reactors under the operating conditions.

**Coffee Break 11<sup>40</sup> – 12<sup>00</sup>**

**12<sup>00</sup> – 13<sup>40</sup>** *Brief presentations by school-conference participants*

**Lunch break 13<sup>20</sup> – 14<sup>20</sup>**

**14<sup>40</sup> – 20<sup>00</sup>** *Excursions. Introductory Practices. Poster session.*

**November 2**

**8<sup>00</sup> – 10<sup>00</sup>** Registration.

**10<sup>00</sup> – 12<sup>00</sup>** Round table with the participation of Russian and foreign lecturers.

**12<sup>00</sup> – 15<sup>00</sup>** Conference closing and reward ceremony.

## СТЕНДОВАЯ СЕССИЯ (Секция 1)

1. Е.А.КУЛЕШОВА, О.О.ЗАБУСОВ, Р.А.КУРСКИЙ, А.Б.ГАЙДУЧЕНКО, А.С.БРАГИН, А.В. РОЖКОВ, Д.А.МАЛЫЦЕВ. Влияние структуры гидридов на механические характеристики образцов оболочечных труб, изготовленных из сплава Э110..
2. Е.А. КУЛЕШОВА, А.С. ФРОЛОВ, И.В. ФЕДОТОВ. Использование методики проведения отжигов для оценки вклада структурных составляющих материалов ЯЭУ в служебные характеристики.
3. В.М. БОРИСОВ, В.Н. ТРОФИМОВ, В.А. КУЗЬМЕНКО, А.Ю. САПОЖКОВ, А.А. ЯКУШКИН, В.Л. ЯКУШИН. О возможностях повышения коррозионной стойкости циркониевого сплава Э110.
4. А.В. ТЕНИШЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ, С.Н. НИКИТИН, М.Е.МАТВЕНОВ, И.С. ТИМОШИН. Выявление закономерностей спекания оксидного ядерного топлива.
5. В.Ю. ГОЛЬЦЕВ, А.В. ОСИНЦЕВ, А.С. ПЛОТНИКОВ. Расчетный анализ испытания образца ядерного топлива по схеме «БРАЗИЛЬСКОГО ТЕСТА».
6. А.Е. КАРПЕЕВА, И.С. ТИМОШИН, Д.С. ПАХОМОВ, Е.Н. МИХЕЕВ. Уран-гадолиниевое топливо с высоким содержанием выгорающего поглотителя.
7. Е.А. КУЛЕШОВА, О.О. ЗАБУСОВ, А.С. ФРОЛОВ, Д.А. МАЛЫЦЕВ, Е.В. КРИКУН, А.С. БРАГИН, Д.В. САФОНОВ, Р.А. КУРСКИЙ, А.В.РОЖКОВ. Формирование структуры гидридов в образцах оболочек твэлов из сплава циркония.
8. Е.А. КУЛЕШОВА, А.Д. ЕРАК. Фрактографические исследования как метод изучения механизмов радиационного охрупчивания сталей.
9. К.Е. ПРИХОДЬКО, Б.А. ГУРОВИЧ, М.М. ДЕМЕНТЬЕВА, Д.А. КОМАРОВ, Л.В. КУТУЗОВ. Радиационная природа процессов селективного изменения атомного состава материалов под действием ионного облучения.
10. М.Д. САВЕЛЬЕВ, Б.А. ТАРАСОВ, Д.П. ШОРНИКОВ. Коррозионное растрескивание под напряжением ферритных сталей с низким содержанием хрома.
11. М.Д. САВЕЛЬЕВ, Б.А. ТАРАСОВ, Д.П. ШОРНИКОВ. Свариваемость ферритных сталей типа Fe5Cr5(Si,Al).
12. С.Н. НИКИТИН, Д.П. ШОРНИКОВ, Б.А. ТАРАСОВ. Взаимодействие между U10Mo и V4Ti4Cr.
13. Н.Я. БИКБЕРДИНА, М.Ю. КОЖАНОВА, А.А. КОЖАНОВ, И.С. ГОЛУБЕНКО, М.П. БОРОНЕНКО, И.В. МИЛЮКОВА, П.Ю. ГУЛЯЕВ. Получение радиационностойкого сплава на основе системы Fe-Al-Cr-Ti-Mo.
14. С.О. АКАЕВ, А.С. ДИКОВ, Л.А. ДИКОВА, С.Б. КИСЛИЦИН, А.С. ЛАРИОНОВ, Д.А. САТПАЕВ. Изучение физико-механических свойств BeO для применения в качестве нейтронного отражателя.
15. С.О. АКАЕВ, А.С. ДИКОВ, Л.А. ДИКОВА, С.Б. КИСЛИЦИН, В.В. ФИРСОВА, И.И. ЧЕРНОВ. Изучение физико-механических свойств уран-графитового топлива с различным обогащением.

16. С.А. НИКУЛИН, А.П. БАРАНОВА, С.О. РОГАЧЕВ. Композиционный материал на основе ванадиевого сплава и коррозионностойкой стали для сверхжестких условий эксплуатации, полученный деформационно-термическими методами.

17. Н.А. ИСКАНДАРОВ, С.В. РОГОЖКИН, А.А. НИКИТИН, А.А. БОГАЧЕВ, А.А. ХОМИЧ, В.В. ХОРОШИЛОВ, А.А. ЛУКЪЯНЧУК, О.А. РАЗНИЦЫН, А.С. ШУТОВ, П.А. ФЕДИН, Т.В. КУЛЕВОЙ, А.А. ПОТЕХИН. Перестройка наноструктуры стали ЧС-139 при низкотемпературном облучении ионами.

18. В.Ю. ШОРОВ, М.Ю. ТЕРНОВЫХ. Расчетное моделирование имитаторов продуктов деления в облученном топливе реактора БН-600.

19. М.В. ЛЕОНТЬЕВА-СМИРНОВА, Б.А. КАЛИН, Е.М. МОРОЗОВ, А.В. КОСТЮХИНА, П.В. ФЕДОТОВ. Метод определения механических свойств перспективных квазиизотропных материалов оболочек твэлов ATF в тангенциальном направлении.

20. Е.А. КУЛЕШОВА, А.С. ФРОЛОВ, Д.А. МАЛЬЦЕВ, С.В. ФЕДОТОВА, Е.В. АЛЕКСЕЕВА, Д.В. САФОНОВ. Структурно-фазовое состояние сплава 42ХНМ в исходном состоянии и после облучения в составе ВВЭР.

21. М.Г. ИСАЕНКОВА, Ю.А. ПЕРЛОВИЧ, О.А. КРЫМСКАЯ, Д.И. ЖУК, А.Е. РУБАНОВ. Исследование формирования текстуры при холодной прокатке циркония с помощью моделирования кристаллической пластичности.

22. А.С. ЯШИН, Н.В. ВОЛКОВ, Б.А. КАЛИН, Д.А. АЛЕКСАНДРОВ, Д.А. САФОНОВ, П.С. ДЖУМАЕВ, Д.А. ФЁДОРОВ, А.А. МОКРУШИН, К.К. ПОЛУНИН. Высокотемпературное окисление сплава Э110 с покрытиями.

23. Н.В. ВОЛКОВ, А.А. ЗИМИН, Д.А. САФОНОВ, Б.А. КАЛИН, А.С. ЯШИН, Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ, Д.А. АЛЕКСАНДРОВ, Р.Д. НОВИКОВ, Д.А. ФЁДОРОВ. Измерение шероховатости труб при ионном травлении и нанесении покрытий.

24. Д.А. ФЕДОРОВ, М.С. СТАЛЬЦОВ, А.А. БОЛАТ-ООЛ<sup>1</sup>, Б.А. КАЛИН, В.В. МАКАРОВ, А.В. АФАНАСЬЕВ. Исследование коэффициента трения на трубах из сплава Э110 с нанесенными покрытиями.

25. Б.А. КАЛИН, Н.В. ВОЛКОВ, П.С. ДЖУМАЕВ, А.С. ЯШИН, Д.А. АЛЕКСАНДРОВ, Д.А. САФОНОВ, Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ, В.М. АНАНЬИН, А.В. СУМАРОКОВА. О диффузионной подвижности кислорода при ВТО.

26. А.И. ОГАРКОВ, И.А. КОВАЛЕВ, А.В. ШОКОДЬКО, С.В. ШЕВЦОВ, А.А. АШМАРИН, А.В. ТЕНИШЕВ, Т.Ю. КОЛОМИЕЦ, Е.А. ШОКОДЬКО, А.А. ЧЕСНОКОВ, Д.П. ШОРНИКОВ, А.С. ЧЕРНЯВСКИЙ, академик РАН К.А. СОЛНЦЕВ. Разработка топливного элемента на основе состава (Zr,U)N с применением подхода окислительного конструирования.

27. Е.К. ПАПЫНОВ, О.О. ШИЧАЛИН, И.Г. ТАНАНАЕВ, В.А. АВРАМЕНКО, В.И. СЕРГИЕНКО. Получение высокоплотной топливной UO<sub>2</sub> керамики по технологии искрового плазменного спекания.

28. Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ, Д.А. САФОНОВ, А.С. ЯШИН, Н.В. ВОЛКОВ, Б.А. КАЛИН, В.В. УГЛОВ. Модифицирование внешней поверхности оболочек сплава Э110 методом ионного перемешивание под облучением пучками ионов Ag и Xe.

29. Е.А. КУЛЕШОВА, А.С. ФРОЛОВ, Н.В. СТЕПАНОВ. Исследование влияния ионного облучения на образование пористости стали 08X18N10T.

30. Е.А. КУЛЕШОВА, С.В. ФЕДОТОВА, Л.В. КУТУЗОВ, И.В. КОЗЛОВ. Сравнительные АЗТ-исследования фазового состава образцов модельной корпусной стали, изготовленных различными методами.

## СТЕНДОВАЯ СЕССИЯ (Секция 2)

31. Р.Н. ЯСТРЕБИНСКИЙ, В.И. ПАВЛЕНКО, А.В. ЯСТРЕБИНСКАЯ. Ионно-плазменное вакуумное магнетронное напыление титана и алюминия на циркониевые сплавы.

32. Е. В. ШОРНИКОВА, А. В. ТЕНИШЕВ, К. Л. СМЕРНОВ. Спарк-плазменное спекание композиционной керамики на основе SiAlON.

33. В.Н. КАЗАКОВА, А.Г. ЖОЛНИН, Д.П. ШОРНИКОВ. Совместное влияние МИП и СПС методов на структуру и свойства крупнозернистого порошка SiC.

34. Б.В.ГУРОВИЧ, Б.В.ГОНЧАРОВ, Л.В.КУТУЗОВ, К.Е.ПРИХОДЬКО, Д.А.КОМАРОВ, А.Г.ДОМАНТОВСКИЙ, М.М.ДЕМЕНТЬЕВА. Формирование низкотемпературных интегрированных резистивных элементов в нанопроводах NbN с помощью облучения смешанными ионными пучками.

35. Б.А. ГУРОВИЧ, Б.В.ГОНЧАРОВ, Е.Д.ОЛЬШАНСКИЙ, Л.В.КУТУЗОВ, М.М.ДЕМЕНТЬЕВА, К.Е.ПРИХОДЬКО. Создание сверхпроводящих пленок карбонитрида молибдена методом катодного распыления в качестве основы для функциональных наноэлементов.

36. Н.А. РУБИНКОВСКИЙ, А.В. ТЕНИШЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ, А.Г. ЗАЛУЖНЫЙ. Влияние добавок оксида кремния и оксида иттрия на структуру и механические свойства оксида алюминия, полученного методом спарк-плазменного спекания.

37. О.В. КОМЛЕВА, Р.И. РОМАНОВ, Д.В. ФОМИНСКИЙ. Влияние условий термохимического синтеза на свойства ультратонких пленок MoS<sub>2</sub> и WSe<sub>2</sub>.

38. Б.П.МИХАЙЛОВ, В.Я.НИКУЛИН, А.Б.МИХАЙЛОВА, П.В.СИЛИН, И.В.БОРОВИЦКАЯ, Е.Н. ПЕРЕГУДОВА. Результаты исследований ударно – волнового воздействия плазмы на структуру и свойства лент на основе MgB<sub>2</sub>.

39. Д.О. БОБРОВА, М.Ю. КОЖАНОВА, А.А. КОЖАНОВ, И.С. ГОЛУБЕНКО, М.П. БОРОНЕНКО, И.В. МИЛЮКОВА, П.Ю. ГУЛЯЕВ. Модификация структурно-фазового состояния алюминиевого сплава при облучении электронами.

40. М.Г. ИСАЕНКОВА, Ю.А. ПЕРЛОВИЧ, В.А. ФЕСЕНКО, П.Л. ДОБРОХОТОВ, К.Е. КЛЮКОВА, С.Д. СТОЛБОВ. Влияние неоднородности распределения деформационного упрочнения на ориентацию рекристаллизованных зерен в холоднокатаных монокристаллах Zr.

41. А.Г. ЖОЛНИН, В.В. СТОЛЯРОВ, М.Д. САВЕЛЬЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ. Термостойкость композита корунд-графен.

42. Ю.А. ПЕРЛОВИЧ, М.Г. ИСАЕНКОВА, О.А. КРЫМСКАЯ, Н.С. МОРОЗОВ, Р.А. МИНУШКИН, И.В. РЯХОВСКИХ. Влияние неоднородного распределения текстуры и макронапряжений в трубах магистральных газопроводов на торможение в них коррозионных трещин.

43. М.М. ЗАРИПОВА, М.Г. ИСАЕНКОВА, Ю.А. ПЕРЛОВИЧ, А.В. ОСИНЦЕВ, В.А. ФЕСЕНКО. Изучение обратимых мартенситных превращений в сверхупругих сплавах на основе Ti-Nb.

44. П.А. КРОХИЧЕВА, М.Д. САВЕЛЬЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ. Разработка методики получения композита «магний-костное вещество» для биоразлагаемых имплантатов методом порошковой металлургии.

45. А.П. МЕЛЬНИКОВ, А.В. НАЗАРОВ. Моделирование на атомном уровне изменения структуры в окрестности нанопор в ОЦК и ГЦК металлах.

46. А.А. ГУСЕВ, А.В. НАЗАРОВ. Кинетика образования сегрегаций в упругом поле краевой дислокации в ОЦК железе.

47. А.А. ГУСЕВ, А.В. НАЗАРОВ. Моделирование структуры ядра краевой дислокации в ОЦК железе методом молекулярной статики.

48. В. МИРОНОВ, А. ТАТАРИНОВ, В. ГЛУЩЕНКОВ. Длинномерные тепловые элементы из дисперсных материалов в металлической оболочке полученные магнитно-импульсным уплотнением.

49. В.И. ПАВЛЕНКО, Р.Н. ЯСТРЕБИНСКИЙ, З.В. ПАВЛЕНКО. Дезактивации радиоактивных загрязнений с поверхности стальных конструкций контурного оборудования АЭС.

50. М.А. ПЕНЯЗЬ, О.Н. СЕВРЮКОВ, А.А. ИВАННИКОВ, Е.Р. АБРАМОВ, Н.С. ПОПОВ. Получение высокопрочных соединений из реакторной стали X18N10T методом диффузионной пайки быстрозакалёнными никелевыми припоями.

51. Д.М. БАЧУРИНА, А.Н. СУЧКОВ, И.В. ФЕДОТОВ, А.А. ФИЛИМОНОВ. Структура и свойства паяных соединений стали ЭК-181 с вольфрамом для термоядерного реактора ДЕМО.

52. И.В. ФЕДОТОВ, О.Н. СЕВРЮКОВ, А.Н. СУЧКОВ, А.А. ИВАННИКОВ, М.А. ПЕНЯЗЬ, Ю.М. НЕМЧИНОВ. Исследование процессов взаимодействия элементов при получении неразъемных соединений керамики на основе диоксида циркония.

53. Д.А. БЕЛОБРАГА, А.В. НАЗАРОВ. Моделирование миграции атомов в В2 структурах при различных механизмах диффузии.

54. Г.Н. ЕЛМАНОВ, Е.А. ИВАНИЦКАЯ, П.С. ДЖУМАЕВ, А.Н. СУЧКОВ. Формирование микроструктуры соединения при диффузионной пайке никеля и железа борсодержащими сплавами-припоями в условиях оплавления границ зерен.

АННОТАЦИИ ЛЕКЦИЙ  
ABSTRACTS OF LECTURES

М.А. УВАКИН, М.А. БЫКОВ  
*АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС",*  
*г. Подольск, Россия*  
[grpress@grpress.podolsk.ru](mailto:grpress@grpress.podolsk.ru)

## **ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР В СВЕТЕ РЕКОМЕНДАЦИЙ МАГАТЭ: ПОДХОДЫ, МЕТОДЫ, ПРИМЕРЫ**

Доклад посвящен развитию подходов в области расчетного обоснования безопасности РУ ВВЭР. Акцент делается на выполнение международных стандартов. Рассмотрены особенности реализации детерминистического подхода к расчетному обоснованию современных проектов ВВЭР и их соответствие руководящей документации МАГАТЭ. Приводится описание расчетных схем и программных комплексов связанного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета, включая трехмерную модель нейтронной кинетики.

Приводится краткое описание основных систем безопасности современных РУ ВВЭР, включая системы, основанные на активном и пассивном принципе действия. Показана эволюция развития систем безопасности с учетом изменения нормативных требований, развития технологий, опыта проектирования, сооружения и эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР.

Поэтапно описывается структура методологии выполнения расчетных анализов безопасности РУ ВВЭР. Для каждого этапа показаны ключевые элементы, на основе которых предполагается выполнение расчета. В заключение приводится ряд практических примеров расчетных анализов наиболее типичных аварийных процессов для реактора ВВЭР.

Рассмотрены аварийные режимы:

- выброс органа регулирования системы управления и защиты;
- разрыв паропровода;
- ложное закрытие быстродействующего отсежного клапана;
- разрыв главного циркуляционного трубопровода полным сечением;
- течь из первого контура во второй с разрывом крышки коллектора парогенератора.

Проведен анализ требований к свойствам ядерного топлива с точки зрения выполнения приемочных критериев по максимально достижимой температуре топлива для рассмотренных режимов.



M.A. UVAKIN, M.A. BYKOV  
EDO"ГИДРОПРЕСС", Podolsk, Russia,  
[grpress@grpress.podolsk.ru](mailto:grpress@grpress.podolsk.ru)

## **THE SAFETY ASSESSMENT OF VVER NPP IN THE LIGHT OF IAEA RECOMMENDATIONS: APPROACHES, METHODS, EXAMPLES**

Current report covers the development of VVER reactor safety assessment calculation approaches. Main purpose of this work is international standards implementation. Material contains some specificities of deterministic method for modern VVER projects safety assessment and its compliance with IAEA safety guides. Calculation scheme and programming codes description includes coupling neutronic and thermo-hydraulic complexes with three-dimensional neutron kinetic model.

Detailed description of main modern VVER reactor type safety systems is given for active and passive safety systems operation principle. Safety systems evolution shows main requirements taking into account, technological capabilities development and large experience in projecting, building, exploitation of reactor facilities with VVER.

Work contains detailed structure and main aspects of calculations methodology with summary form preparing analysis. Each aspect has key elements for calculation basis. Conclusion consists of practical examples calculation analysis. Considered examples are typical transients for VVER reactors.

The following regimes are presented:

- control rod ejection;
- main steam line break;
- spurious steam isolation valve closure;
- main circuit rupture (LB LOCA);
- coolant leakage from primary circuit to secondary circuit with steam generator collector cover break.

Nuclear fuel requirements have been analyzing from maximal achieved fuel temperature acceptance criteria point of view for all presented accident regimes and scenarios.

Ю.А. ЗВОНАРЕВ, И.А. МЕЛЬНИКОВ, А.Н КИРЕЕВА  
НИИЦ «Курчатовский институт», г. Москва Россия  
[Melnikov IA@nrcki.ru](mailto:Melnikov_IA@nrcki.ru)

## **РАСЧЁТНЫЙ АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ТОПЛИВА ATF С ПОВЫШЕННОЙ УСТОЙЧИВОСТЬЮ К АВАРИЯМ ДЛЯ ВВЭР-1200**

Атомная энергетика – стремительно развивающаяся отрасль, ключевыми аспектами развития которой являются повышение энергоэффективности и обеспечение безопасности. Технические решения, применяемые на АЭС, непрерывно совершенствуются. Тем не менее, вероятность тяжёлых аварий на данном этапе развития техники сохраняется. Аварии с плавлением топлива происходят и по сей день. Недавним напоминанием о необходимости дальнейшего повышения безопасности послужила авария на АЭС Фукусима, которая инициировала усиленную работу по созданию нового типа топлива – ATF (Accident Tolerant Fuel) – топлива с повышенной устойчивостью к авариям.

К концу 2016 г. в мире предложено большое количество концептов топлива ATF, рассмотрены различные материалы для оболочки: различные стали, жаропрочные металлы, керамические оболочки, легированные циркониевые сплавы, а также всевозможные защитные покрытия на циркониевых оболочках и для топлива: ураноемкое холодное топливо (металлическое, нитриды и силициды урана), а также дисперсионное и микрокапсульное. Исследования показали, что у каждого материала есть свои преимущества и недостатки. Задача создания оптимального топлива ATF заключается в поиске следующего компромисса: оно должно обладать высокой теплопроводностью, низкой окислительной способностью оболочки, минимальной интенсивностью образования водорода при окислении оболочки и приемлемыми стоимостными характеристиками.

По мере создания концептов топлива ATF, подготовки прототипов и тестовых образцов необходимо выполнение большого объема расчетно-теоретических исследований для определения эффективности разработанного топлива, прежде всего, в условиях тяжелой аварии. Подавляющее большинство как отечественных, так и зарубежных тяжелоаварийных кодов адаптировано для классической системы топливо–оболочка ( $\text{UO}_2$ –циркониевый сплав). Для полноценного численного исследования эффективности топлива ATF может потребоваться модернизация существующих моделей и кодов.

В данной работе приводятся результаты предварительного анализа эффективности топлива ATF по коду СОКРАТ на примере проекта АЭС-

2006 с ВВЭР-1200. Расчеты выполнены для двух сценариев протекания тяжелой аварии с плавлением топлива:

- при высоком давлении – полное обесточивание энергоблока;
- при низком давлении – большая течь Ду850 мм при разрыве холодной нитки ГЦТ на входе в реактор.

Расчеты для каждого сценария выполнены для нескольких видов топлива: стандартного на основе диоксида урана с циркониевой оболочкой и топлива ATF на основе диоксида урана с керамической оболочкой (SiC), а также ураноемкого композитного топлива дисперсионного типа с циркониевой и керамической оболочками.

Результаты выполненных расчетов обобщены, на их основе сформулированы предварительные выводы об эффективности применения рассматриваемых концептов топлива ATF, проанализирована пригодность кода СОКРАТ для подобных исследований.

YU. A. ZVONAREV, I. A. MELNIKOV, A. N. KIRIEVA  
*NRC “Kurchatov institute”, Moscow, Russia*  
Melnikov IA@nrcki.ru

## **NUMERICAL ANALYSIS OF ACCIDENT TOLERANT FUEL EFFICIENCY FOR VVER-1200**

Nuclear energetics is developing dashingly with safety and energy efficiency as key aspects. Engineering decisions made at NPPs have been upgraded continuously. Still, the possibility of severe accidents at this stage of development is present. Accidents with fuel melting happen till nowadays. Fukushima Daiichi accident served as a reminder of further safety improvement and initiated hard work on new type of fuel—Accident Tolerant Fuel (ATF)—fuel with improved resistance to accidents.

Up to the end of 2016, numerous concepts of ATF are proposed worldwide, different materials for the cladding are considered, such as different steels, heat-resistant metals, ceramics, doped zirconium alloys, and all kinds of protective coatings on Zr claddings; and for fuel: uranium-intensive “cold” fuel (metal and uranium nitrides and silicides) as well as dispersed and microencapsulated ones. Investigations show that each material has its advantages and weaknesses. The problem of creating optimum ATF consists in finding the compromise between high thermal conductivity, low cladding oxidation capacity, hydrogen generation minimum during cladding oxidation, and acceptable costs.

While developing ATF concepts, preparing prototypes and test samples, a big amount of numerical and theoretical studies shall be made to determine ef-

efficiency of fuel designed, primarily, in severe accidents conditions. The vast majority of Russian codes as well as foreign codes for severe accidents are adapted for classical system fuel-cladding ( $\text{UO}_2$ -zircalloy). The existing codes and models may need upgrade for full numerical study of ATF efficiency.

In these theses, we present results of preliminary analysis of ATF efficiency with SOCRAT code on the example of NPP-2006 with VVER-1200 project. Calculations were performed for two different scenarios of severe accidents with fuel melting:

- at high pressure - long-term station blackout;
- at low pressure - large break LOCA Dy 850 mm under cold line main circulation circuit (MCC) rupture at the reactor inlet.

Calculations for each scenario were performed with several types of fuel: standard one based on uranium dioxide with Zr cladding, ATF based on uranium dioxide with ceramic cladding (SiC) as well as uranium-intensive fuel of dispersive type with Zr and ceramic claddings.

Results of calculations performed are summarized and based on that, preliminary conclusions about efficiency of the ATF concepts considered are formulated. Applicability of SOCRAT code for such studies is analyzed.

F. A. GARNER

*Radiation Effects Consulting, Richland WA USA*

## **APPROACH ON DEVELOPMENT OF CLADDING OR ACCIDENT-TOLERANT FUEL FOR LIGHT WATER REACTORS**

The lessons of Fukushima and TMI-2 require that significant improvement is required in both fuel and especially cladding to resist the most catastrophic outcomes of a loss of coolant accident. Fuel pins with enhanced accident tolerance are those that, in comparison with the standard  $\text{UO}_2$  – Zr system, can tolerate loss of active cooling in the core for a considerably longer time-period (depending on the LWR system and accident scenario) while maintaining or improving the fuel performance during normal operations.

This presentation focuses on the major candidate cladding materials being examined in the USA for service as accident-tolerant cladding for both PWRs and BWRs.

**Б.А. КАЛИН, А.А.ПОЛЯНСКИЙ**

*Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ",*

*г.Москва, Россия*

[bakalin@mephi.ru](mailto:bakalin@mephi.ru)

## **АНАЛИЗ НАПРАВЛЕНИЙ СОЗДАНИЯ ТОЛЕРАНТНЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ**

Проблемы обеспечения безопасности ядерных реакторов и выгорания топлива определяются, в значительной степени, работоспособностью ядерного топлива, поэтому в мире проводится эволюционное совершенствование структурно-фазового состояния и свойств сплавов на основе циркония. Сплавы российского дизайна обеспечивают работоспособность топлива при заданных выгораниях топлива. Однако хорошо известно то, что в случае перегрева ТВС при температуре выше  $900^{\circ}\text{C}$  идет экзотермическая реакция взаимодействия сплавов циркония с пароводяной смесью  $\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \leftrightarrow \text{ZrO}_2 + 2\text{H}_2$  с выделением энергии около  $600 \text{ кДж/моль}$  и с образованием водорода, сопровождаемое высокотемпературным окислением (ВТО), гидрированием циркония, снижением характеристик пластичности и трещиностойкости.

Предлагаемые методы исключения парациркониевой реакции, т.е. создания толерантного топлива, возможны как консервативные – это сохранение циркония путем модифицирования структурно-фазового состояния (СФС) поверхности изделий, применения защитных покрытий и очехловывания оболочечных циркониевых труб, так и революционными – это замена циркониевых сплавов на коррозионно-стойкие стали, тугоплавкие сплавы, керамики и композиты, например  $\text{SiC}||\text{SiC}$ .

Модифицирование СФС целесообразно в направлении создания коррозионно-стойкого градиентного слоя на поверхности изделия. Этот слой, как и покрытия должны обеспечить сопротивление окислению изделия, адгезию к матрице, и другие лицензионные требования. Рассмотрены достоинства, недостатки, технологические возможности получения, методы исследования, проблемы реализации и факторы риска покрытий на сплавах циркония, включая покрытия хромовые и хром-алюминиевые, с применением МАХ-фаз, например  $\text{CrAlSiN}$ ,  $\text{TiAlN}$ ,  $\text{AlCrN}$ ,  $\text{Cr}_2\text{AlC}$ ,  $\text{Ti}_3\text{SiC}_2$ , покрытия с применением сплава  $\text{FeCrAl}$ , покрытия из стали  $\text{Fe-Cr-Ni}$ . Рассмотрены проблемы применения покрытий в активной зоне ЯЭУ при эксплуатации толерантного топлива.

В качестве альтернативных оболочек твэлов с учетом возникающих проблем обеспечения заданного обогащения топлива, действующих геометрических размеров ТВС и активной зоны ЯЭУ рассмотрены сплавы

системы Fe-Cr-Al, обладающие характеристиками устойчивости к окружающей среде при нормальной работе как в кипящих, так и в реакторах под давлением (BWR и PWR), оболочки твэлов из стали Fe-Cr и Fe-Cr-Ni с учетом их недостатков в виде коррозионного растрескивания под напряжением, радиационного охрупчивания и повышенного сечения захвата тепловых нейтронов и водородного охрупчивания. Скромный оптимизм по применению сталей обусловлен значительными успехами в совершенствовании за последние четыре десятилетия, например, аустенитных сталей в России (18-10  $\Rightarrow$  ЭИ-847  $\Rightarrow$  ЭП172  $\Rightarrow$  ЧС-68  $\Rightarrow$  ЭП172У  $\Rightarrow$  ЭК164) и за рубежом SS304 $\Rightarrow$ SS316 $\Rightarrow$ PNC15-20, и ферритно - мартенситных сталей в России ЭП450 $\Rightarrow$ ЭП823 $\Rightarrow$ ЭК181 $\Rightarrow$ ЧС139 $\Rightarrow$ ЭП450ДУО и за рубежом HT-9, T-122, T91  $\Rightarrow$  MA956-ODS и MA957-ODS, Eurofer-97  $\Rightarrow$  Eurofer-97-ODS, DT2906  $\Rightarrow$  DT2203Y05 и др.

Рассмотрен наиболее проработанный вариант разработки тонкостенных твэльных молибденовых труб с двойным покрытием, т.е. трехслойные оболочки с учетом плакированных слоев снаружи и изнутри из циркония (система Zr – Mo - Zr) или из фехрала (система FeCrAl– Mo – FeCrAl).

Реализация композитных твэльных труб из SiC//SiC является наиболее наукоемкой, так как для успешной реализации таких труб необходимо преодолеть ряд природных недостатков керамик и, в частности, карбида кремния: устранения пористости, отработка технологии получения строгой стехиометрии (без свободного кремния), преодоление «хрупкости» и низкой вязкости разрушения, отсутствия эффективного способа герметизации твэла, т.е. создания соединений, овальность и шероховатость поверхности трубной продукции.

Твэлы с покрытием или изготовленные из альтернативных сплавов циркония материалов должны пройти жесткое лицензирование, включающее: коррозионные испытания при 360<sup>0</sup>С в потоке (петле), моделирующим условия эксплуатации топлива, и окисление в паре при температурах в интервале 800...1400<sup>0</sup>С (ВТО); -механические испытания до и после ВТО, в том числе для оценка адгезии; исследование ползучести при 350...400<sup>0</sup>С при окружных напряжениях 100...150МПа; испытания на усталость на воздухе и в воде в интервале температур от комнатной до 350<sup>0</sup>С; исследование физико-химического взаимодействия покрытия на оболочке с материалом ячеек дистанционирующих решеток; испытание на износ при контакте поверхности со стенками ячеек дистанционирующих решеток и при вибрации, пройти испытания в условиях сборки ТВС; реакторные испытания на коррозию, ползучесть и рост оболочек твэлов.

**B.A. KALIN, A.A. POLYANSKIY**  
*National Research Nuclear University "MEPhI"*  
*Moscow, Russia*  
BAKalin@mephi.ru

## **ANALYSIS OF DIRECTIONS FOR CREATING ACCIDENT TOLERANT FUEL CLADDINGS**

The problems of ensuring the safety of nuclear reactors and the fuel burnup are determined to a large degree by the operability of nuclear fuel, therefore the structural-phase state and the properties of zirconium-based alloys are being evolutionarily improved in the world. The alloys of the Russian design ensure the workability of the fuel under its specified burnup. However, it is well known that in the case of overheating the fuel assembly at temperatures above 900°C an exothermic interaction of the zirconium alloys with the steam-water mixture occurs –  $Zr + 2H_2O \leftrightarrow ZrO_2 + 2H_2$  – with an energy release of about 600 kJ/mol and with the formation of hydrogen accompanied by high-temperature oxidation (HTO), zirconium hydrogenation and a decrease in the characteristics of plasticity and crack resistance.

The proposed methods for excluding the zirconium-steam reaction, i.e. the creation of accident tolerant fuel, are possible as both conservative, it is the protection of zirconium by modifying the structural-phase state (SPhS) of the surface of products, the use of protective coatings and canning of the cladding zirconium tubes, and revolutionary, it is the use of corrosion-resistant steels, refractory alloys, ceramics and composites, for example SiC||SiC, instead of zirconium alloys.

Modifying the SPhS is reasonable in the direction of creating a corrosion-resistant gradient layer on the product surface. This layer, as the coatings, should provide the product with a resistance to oxidation, an adhesion to the matrix and other licensing requirements. The advantages, disadvantages, technological possibilities of obtaining, research methods, problems of realization and risk factors of the coatings on zirconium alloys are considered, including chromium and chromium-aluminum coatings, with the use of MAX-phases, for example, CrAlSiN, TiAlN, AlCrNCr<sub>2</sub>AlC and Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub>, coatings with the use of the FeCrAl alloy and coatings made from the Fe-Cr-Ni steel. The problems of using coatings in the active zone of nuclear power plants during the operation of accident tolerant fuel are considered.

As alternative fuel claddings in view of the arising problems of ensuring the specified fuel enrichment and the operating geometric dimensions of the fuel assemblies and the active core of nuclear power plants, considered are alloys of the Fe-Cr-Al system that have characteristics of resistance to the environment under normal operation in both boiling and pressurized water reactors (BWR

and PWR), fuel claddings from the Fe-Cr and Fe-Cr-Ni steels with regard to their disadvantages in the form of stress corrosion cracking, radiation embrittlement, an increased thermal neutron capture cross section and hydrogen embrittlement. Modest optimism on the use of steels is due to significant achievements in improvement over the past four decades of, for example, austenitic steels in Russia (18-10  $\Rightarrow$  EI-847  $\Rightarrow$  EP172  $\Rightarrow$  ChS-68  $\Rightarrow$  EP172U  $\Rightarrow$  EK164) and abroad (SS304  $\Rightarrow$  SS316  $\Rightarrow$  PNC15-20), and ferritic-martensitic steels in Russia (EP450  $\Rightarrow$  EP823  $\Rightarrow$  EK181  $\Rightarrow$  ChS139  $\Rightarrow$  EP450-ODS and abroad (HT-9, T-122, T91  $\Rightarrow$  MA956-ODS and MA957-ODS, Eurofer-97  $\Rightarrow$  Eurofer-97-ODS, DT2906  $\Rightarrow$  DT2203Y05) and others.

The most elaborate variant of the development of thin-walled fuel molybdenum tubes with a double coating, i.e. three-layer claddings with regard to clad layers, outside and inside, from zirconium (the system Zr–Mo–Zr) or ferral (the system FeCrAl –Mo–FeCrAl).

The realization of composite fuel tubes from SiC||SiC is the most high-tech, since for the successful realization of such tubes it is necessary to overcome a number of natural disadvantages of ceramics and, in particular, silicon carbide: elimination of porosity, improvement of the technology for obtaining a strict stoichiometry (without free silicon), overcoming of the "fragility" and low fracture toughness, the lack of an effective method to hermetically seal the fuel element, i.e. creating of joints, the ovality and roughness of the surface of tube products.

The fuel elements with a coating or made from materials alternative to zirconium alloys must undergo strict licensing, including corrosion tests at 360°C in a flow (loop) simulating the operating conditions of the fuel and oxidation in a steam at the temperature range of 800–1400°C (high-temperature oxidation, HTO); mechanical tests before and after the HTO, including adhesion assessment; study of the creep at 350–400°C under circumferential stresses of 100–150MPa; fatigue tests in air and water at the temperature range from room temperature to 350°C; study of the physicochemical interaction between the coating on the cladding and the cell material of the spacer grids; wear test under contact of the surface with the cell walls of the spacer grids and under vibration, to be tested in the conditions of assemblage of the fuel assemblies; reactor tests for corrosion, creep and growth of the fuel claddings.



**В.Г. КРИЦКИЙ**

*Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт энергетических технологий "Атомпроект", Санкт-Петербург, Россия*  
[kritsky@atomproekt.com](mailto:kritsky@atomproekt.com)

## **ОКИСЛЕНИЕ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ ПРИ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ**

Представлены результаты термодинамического анализа экспериментальных данных и уравнений кинетики высокотемпературного окисления сплавов на основе железа (при эксплуатации на ТЭС) и сплавов циркония и железа, применяемых для изготовления оболочек твэлов [при аварии с потерей теплоносителя – LOCA (loss-of-coolant accident)], в паре. Предложены метод сортировки данных по параметрам уравнения Аррениуса и критерии их достоверности. Установлено, что дисперсия параметров уравнения Аррениуса зависит от состава сплава и концентрации окислителей (кислорода, пара). Результаты изотермических испытаний в одной среде позволили связать энергию активации окисления сплавов с их химическим составом, рассмотреть процесс их окисления. Разработаны алгоритм расчета скоростей окисления и термодинамическая модель влияния состава сплавов на их окисление в паре. При моделировании использована экспоненциальная зависимость фактора частоты столкновений молекул от энтропии активации реакции в уравнении Аррениуса при протекании реакций на поверхности разных сплавов по единому механизму, а также представление о псевдобинарности сплавов, когда все примеси в сплаве ведут себя как один второй компонент сплава, но каждый со своим стехиометрическим коэффициентом. С использованием достоверных экспериментальных данных выполнена верификация модели и определена кинетика окисления в паре (интервал температур 1073–1473 К) циркониевых сплавов Э110опт, Э635 на губчатой основе, проведено сравнение с кинетикой окисления сплава М5. Для сплавов железа с хромом при разном содержании последнего результаты расчета по предложенной модели сопоставлены с экспериментальными данными окисления альтернативных оболочечных сплавов.

V.G. KRITSKII

*Atomproekt Scientific Research and Design Construction Institute of Power Technologies, St. Petersburg, Russia*

[kritsky@atomproekt.com](mailto:kritsky@atomproekt.com)

## **OXIDATION CLADDING MATERIALS DURING LOCA**

The results of the thermodynamic analysis of experimental data and the kinetics equations of hightemperature steam oxidation of iron-based alloys (in the process of a thermal power plant operation) and of zirconium and iron alloys applied in manufacturing of fuel element cladding (at loss-of-coolant accident (LOCA)) are presented. The method of sorting data on the Arrhenius equation parameters and criteria of their reliability are proposed. The dependence of the Arrhenius equation parameter variance depends on the alloy composition and concentration of oxidants (oxygen, steam). The results of isothermal tests in one medium allow relating the activation energy of alloy oxidation to their chemical composition in order to study the process of their oxidation. The algorithm for calculation of oxidation rates and the thermodynamic model of alloy steam oxidation dependence on their composition are developed. The simulation engages the exponential dependence of the molecule collision frequency factor on the entropy of reaction activation in the Arrhenius equation for reactions proceeding on the surfaces of different alloys according to a uniform mechanism and the notion of pseudobinary of alloys when all dopes in the alloy behave as a single second alloy component, each with its own stoichiometrical coefficient. The verification of the model is accomplished using the plausible experimental data, and the kinetics of steam oxidation is determined (the temperature interval is 1073–1473 K) for zirconium alloys E110opt, E635 on the sponge base, and comparison with the kinetics of M5 alloy oxidation is carried out. For iron–chrome alloys with different contents of the latter, the results of calculations by the proposed model are compared to the data of the experiment on oxidation of alternative cladding alloys.

О.И. ДРЕГАНОВ, В.Н. ШУЛИМОВ, И.В. КИСЕЛЕВА,  
А.В. АЛЕКСЕЕВ

*АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, Россия*  
[niiar@niiar.ru](mailto:niiar@niiar.ru)

## **ЭКСПЕРИМЕНТЫ В РЕАКТОРЕ МИР.М1 ПО ИСПЫТАНИЮ ОДИНОЧНОГО ТВЭЛА В РЕЖИМЕ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ**

При участии специалистов АО «ВНИИНМ» и АО «ТВЭЛ» в петлевом канале реактора МИР.М1 с 2014 года проведено три эксперимента с испытанием твэлов ВВЭР-1000 различной конструкции с различным выгоранием топлива при параметрах соответствующих второй и третьей стадии аварии большая течь (ЛОСА).

В первом эксперименте «МИР-ЛОСА/72» в 2014 году испытывался фрагмент твэла ВВЭР-1000 штатной конструкции с максимальным проектным выгоранием топлива 77,7 МВт сут/кг. Задача эксперимента заключалась в изучение вопросов фрагментации топлива, его осевого перемещения и выхода в теплоноситель в случае разрыва оболочки. В 2016 году было проведено два эксперимента «МИР-ЛОСА/45», «МИР-ЛОСА/69» с испытанием фрагментов твэла ВВЭР-1000 новой конструкции с утоненной оболочкой и топливной таблеткой без центрального отверстия. Задача экспериментов заключалась в определении условий, при которых твэлы новой конструкции остаются герметичными, а также изучить поведение твэлов при разгерметизации.

Для испытания твэлов с выгоревшим топливом при моделировании условий ЛОСА в реакторе МИР разработана методология проведения эксперимента, в которую входит температурный сценарий. Разработано и апробировано экспериментальное устройство, в котором с применением специальных технических решений обеспечены условия деформирования оболочки твэла с топливом высокого выгорания при его разогреве. Разработан способ крепления датчика температуры на оболочку облученного твэла, позволяющий в режиме реального времени определять температуру оболочки в зоне максимальной деформации.

Результаты проведенных экспериментов используются при лицензировании ядерного топлива для эксплуатации на АЭС и применяются в кодах для расчета термомеханического состояния твэлов.

O.I. DREGANOV, V.N. SHULIMOV, I.V. KISELEVA,  
A.V. ALEKSEEV

*JSC “State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors”,  
Dimitrovgrad, Russia*

## **EXPERIMENTS IN THE MIR.M1 REACTOR TO TEST A SINGLE FUEL ROD UNDER LOCA CONDITIONS**

Specialists from VNIINM, JSC and TVEL, JSC participated in three experiments performed in the MIR.M1 reactor starting from the year of 2014 to test VVER-1000 fuel rods of different designs and with different burnups under parameters corresponding to the second and third LOCA stages.

In the first experiment “MIR-LOCA/72”, in 2014, there was tested a fragment of the VVER-1000 fuel rod of standard design with a burnup of 77.7MW day/kg. The experiment was aimed at studying the fragmentation of fuel, its axial displacement and release into the coolant in case of the cladding rupture. In 2016, two experiments were performed, “MIR-LOCA/45” and “MIR-LOCA/69”, to test fragments of the VVER-1000 fuel rod of a new design with a thinned cladding and fuel pellet with no central hole. The experiments were aimed at defining conditions, at which the fuel rods remain leak tight and to study their behavior in case of leakage.

To test spent fuel rods under LOCA conditions simulated in the MIR reactor, the experimental procedure was developed, including a temperature scenario. An experimental rig was designed and tested to provide conditions for a high-burnup fuel rod cladding to deform when heated. A way to fix a temperature gage on the irradiated fuel rod cladding was developed to measure on-line the cladding temperature in the area of maximal deformation.

The experimental results are used to license nuclear fuel to be operated at NPPs as well as to calculate thermomechanical conditions of fuel rods.

ДЖЕЙМС СТУББИНС  
*Университет Иллинойса, США*

## **ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО: УСПЕХИ И ИННОВАЦИИ**

Будут рассмотрены успехи эксплуатации типичной топливной оболочки из циркониевых сплавов легководного реактора с точки зрения проблемы поглощения водорода и его влияния на ползучесть. Также будут рассмотрены существующие инновации в разработке толерантной топливной оболочки с акцентом на решения, отличные от нанесения хромовых покрытий на стандартные сплавы из циркония. Будет рассмотрена разработка нового сплава топливной оболочки, как для тепловых, так и для быстрых реакторов. Все исследования будут подкреплены передовым микроструктурным анализом, использованным для определения поведения материалов в жестких условиях.

JAMES STUBBINS  
*University of Illinois, USA*

## **NUCLEAR FUEL CLADDING: PERFORMANCE AND INNOVATIONS**

The performance of typical light water reactor fuel cladding will be discussed along with issues of hydrogen uptake and the implications for creep properties of zirconium-based alloys. The current initiatives to develop accident tolerant cladding will also be discussed with an emphasis on moving beyond the currently proposed solution for Cr-coatings on standard zirconium alloys. New alloy development for fuel cladding for both thermal spectrum and fast spectrum reactors will be discussed. All of the research work will be underpinned by the discussion of advanced microstructural analysis techniques for determining materials behavior in harsh environments.

Д.П. ШОРНИКОВ, А.В. ТЕНИШЕВ, С.Н. НИКИТИН

*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

d.p.shornikov@mail.ru

## **ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ КОММЕРЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ**

В настоящей работе проведен обзор физико-химических свойств металлического ядерного топлива на основе сплавов уран-молибден, уран-цирконий, уран-железо, силицид урана. Показано, что металлическое ядерное топливо, по сравнению с оксидным ядерным топливом обладает уникальным набором свойств: высокая теплопроводность (около 20 Вт/м×К) и плотность (более 15 г/см<sup>3</sup>), технологичность. Также упомянуты ключевые недостатки металлического топлива, препятствующих активному внедрению указанного топлива в реакторы типа ВВЭР, а именно: газовое распухание, радиационный рост, низкая температура плавления, возможность взаимодействия с материалом оболочки твэла, за счет образования легкоплавких эвтектик. В ходе анализа показано, что такие сплавы, как уран-цирконий, уран-железо и силицид урана не могут быть использованы в коммерческих реакторах. Отмечено, что перспективным является сплав уран-молибден, а в качестве оболочки твэла может выступать сплавы типа «фехраль». В работе представлены подходы о снижении распухания уран-молибденового топлива за счет создания искусственной пористости, приведены экспериментальные результаты взаимодействия U-Mo топлива со сплавами «фехраль». Приведены результаты теплофизических расчетов при использовании уран-молибденового топлива в реакторе ВВЭР и БН.

D.P. SHORNIKOV, A.V. TENISHEV, S.N. NIKITIN,  
*National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia*  
d.p.shornikov@mail.ru

## **THE DEVELOPMENT OF COMPOSITION "FUEL-CLADDING" BASED FOR PELLETS METAL FUEL WITH FIXED POROSITY**

In this paper, we reviewed the physicochemical properties of metallic nuclear fuel based on uranium-molybdenum, uranium-zirconium, uranium-iron alloys, and uranium silicide. Compared with oxide nuclear fuel, metallic nuclear fuel is shown to have a unique set of properties: high thermal conductivity (about 20 W/m×K) and density (more than 15 g/cm<sup>3</sup>), manufacturability. Also mentioned are the key drawbacks of metallic fuel that prevent the active introduction of this fuel into PWR type reactors, namely: gas swelling, radiation growth, low melting point, possibility of interaction with the fuel cladding material due to the formation of low-melting eutectic. The analysis showed that alloys such as uranium-zirconium, uranium-iron, and uranium silicide cannot be used in commercial reactors. It is noted that uranium-molybdenum alloy is promising, and fechr-al-type alloys can act as a shell of a fuel element. The paper presents approaches to reduce the swelling of uranium-molybdenum fuel due to the creation of artificial porosity, the experimental results of the interaction of U-Mo fuel with alloys "fechr-al". The results of thermophysical calculations using uranium-molybdenum fuel in the PWR and FR reactor are presented.

А.В. ТЕНИШЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ

*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

[avtenishev@mephi.ru](mailto:avtenishev@mephi.ru)

## **НАПРАВЛЕНИЯ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ УСТОЙЧИВОГО К АВАРИЙНЫМ УСЛОВИЯМ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

На данный момент ведущие производители ядерного топлива для энергетических реакторов анонсировали свои планы по разработке топлива устойчивого к аварийным ситуациям (толерантного топлива). Несмотря на то, что основные изменения в конструкции тепловыделяющих элементов затрагивают циркониевые оболочки, некоторые задачи можно решить и за счет изменения материала топливного сердечника. Как показывает анализ, основными направлениями по совершенствованию непосредственно топливных материалов, входящих в состав тепловыделяющих элементов, являются повышение теплопроводности, ураноемкости и механической совместимости топлива с оболочкой, а также снижение уровня запасенного тепла в активной зоне и выхода продуктов деления из топливного материала.

В краткосрочной перспективе основное внимание уделяется усовершенствованию диоксида урана за счет легирования малыми добавками. Рассматриваются варианты топлива, легированного  $\text{Cr}_2\text{O}_3$ , что повышает размер зерна и снижает выход газообразных продуктов деления, снижая тем самым нагрузку на оболочку при авариях типа LOCA. Для повышения теплопроводности топлива рассматриваются добавки  $\text{BeO}$  и  $\text{SiC}$  в количестве около 10 об. %, которые позволяют ее увеличить на 50 % по отношению к чистому стехиометрическому  $\text{UO}_2$ . Альтернативным вариантом является топливо с добавками  $\text{Mo}$  и оксидов  $\text{Si}$  и  $\text{Ti}$ , которые располагаются в виде прослойки по границам зерна, создавая тем самым так называемые микроячейки. В данном варианте оксидная фаза препятствует выходу легколетучих и газообразных продуктов деления, а металлические прослойки повышают теплопроводность топлива в 1,5-2 раза. Кроме этого в некоторых работах предлагается снизить температуру центра топлива за счет расположения между таблетками из  $\text{UO}_2$  дисков из материалов с высокой теплопроводностью, например, из металлического тория.

Вторым направлением является использование высокоплотных соединений урана. Использование плотного топлива, за счет использования топливных материалов с большей долей урана в единице объема позволит скомпенсировать снижение реактивности при переходе на оболочки с более высоким по отношению к сплавам циркония сечением захвата тепловых нейтронов. Наибольший эффект в данном случае можно получить при использовании сплавов урана (например,  $\text{U} - 9\% \text{Mo}$ ). В данном случае содержание урана в единице объема составляет около  $16 \text{ г/см}^3$ , что почти в 1,5 раза больше чем для  $\text{UO}_2$  ( $9,7 \text{ г/см}^3$ ). Однако данные сплавы



обладают меньшей радиационной стабильностью и совместимостью с водой, что приводит к необходимости создания топлива дисперсного типа с инертной матрицей на основе сплава Zr-Fe-Cu и несколько снижает указанные преимущества. Кроме того, использование металлического топлива с металлическими оболочками несет в себе риск образования легкоплавких эвтектик в условиях аварийного повышения температуры. Рассматриваются также варианты использования топлива на основе UN. Однако, в чистом виде нитрид не совместим с водой и необходимо создавать композиты типа UN-UO<sub>2</sub> или UN-U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> в которых частицы нитрида будут окружены инертным по отношению к воде материалом. При этом следует учитывать высокое сечение захвата тепловых нейтронов изотопом <sup>14</sup>N и более сложные технологии производства таких композиций, что также ограничивает эффект от повышения плотности. Как альтернатива указанным материалам в последнее время рассматривается U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> или система U<sub>3</sub>Si-U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> в сочетании с оболочками из FeCrAl, которая обеспечивает преимущества в плотности, теплопроводности и нейтронном балансе относительно UO<sub>2</sub>, но при этом поведение U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> в условиях реакторного облучения остается недостаточно изученным.

В долгосрочной перспективе рассматриваются варианты дисперсного ядерного топлива с очень высокой надежностью и работоспособностью. Такими композициями являются так называемые микротвэлы, состоящие из топливного сердечника в виде микросферы (диаметром до 500 мкм) и покрытые несколькими слоями защитных покрытий, что обеспечивает максимально возможное удержание продуктов деления. Данные микротвэлы располагаются в инертной матрице, которая в свою очередь отвечает за теплопроводность сердечника, обеспечивает его радиационную стойкость и совместимость с оболочкой и теплоносителем в аварийных условиях. В качестве перспективных, на данный момент, рассматриваются микросферы из UC или U(C,N) с покрытиями из пироуглерода и карбида кремния в матрице из карбида кремния. Однако необходимо отметить сложность в производстве таких композиций и малое содержание урана в единице их объема, что потребует повышения обогащения топлива гораздо выше 5 %.

В докладе будет представлен обзор предлагаемых подходов и рассмотрены их основные достоинства и недостатки.

A.V. TENISHEV, D.P. SHORNIKOV

*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*

avtenishev@mephi.ru

## **DIRECTIONS OF IMPROVING THE NUCLEAR FUEL SUSTAINABLE TO ACCIDENT CONDITIONS**

Now, the leading manufacturers of nuclear fuel for power reactors have announced their plans on the development of fuel sustainable to design basis accidents (accident tolerant fuel - ATF). In spite of the fact that the major changes in the design of fuel elements touch upon zirconium claddings, some problems can be solved by changing the fuel core material. As the analysis shows, the main directions for improving directly the fuel materials are increasing the thermal conductivity, uranium capacity per unit volume and mechanical compatibility of the fuel with the cladding, as well as reducing the level of stored heat in the reactor core and the release of fission products from the fuel material.

In the short term, the focus is on improving the uranium dioxide by doping with small additives. Variants of the fuel doped with  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  are considered, which increases the grain size and reduces the release of gaseous fission products, thereby decreasing the stress in the fuel cladding during LOCA type accidents. To increase the thermal conductivity of the fuel, additives of BeO and SiC in the amount of about 10 vol. % are considered, which make it possible to increase the thermal conductivity up to 50% in comparison with that of pure stoichiometric  $\text{UO}_2$ . An alternative option is a fuel with additives of Mo and oxides of Si and Ti that are located in the form of interlayers along the grain boundaries, thereby creating the so-called «micro cells». In this case, the oxide phase prevents the release of highly volatile and gaseous fission products, and metal layers increase the fuel thermal conductivity by 1.5-2 times. In addition, in some works it is proposed to reduce the fuel center temperature due to placing disks of materials with a high thermal conductivity, for example, from metallic thorium, between the  $\text{UO}_2$  pellets.

The second direction is the use of high-density uranium compounds. The use of dense fuel, at the expense of using fuel materials with a larger uranium capacity per unit volume, will make it possible to compensate for the decrease in reactivity when switching to fuel claddings with a higher thermal neutron capture cross section in relation to zirconium alloys. The greatest effect in this case can be obtained when using uranium alloys (for example, U – 9% Mo). In this case, the uranium content per unit volume is about  $16 \text{ g/cm}^3$ , which is almost 1.5 times more than for  $\text{UO}_2$  ( $9.7 \text{ g/cm}^3$ ). However, these alloys have a lower radiation stability and compatibility with water, which leads to the need to create a dispersed-type fuel with an inert matrix based on the Zr-Fe-Cu alloy

and somewhat reduces these advantages. In addition, the use of metal fuel with metal claddings carries the risk of forming low-melting eutectics under the conditions of an emergency temperature rise. Variants of using UN-based fuel are also considered. However, pure nitride is not compatible with water and it is necessary to create composites of the UN-UO<sub>2</sub> or UN-U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> types in which the nitride particles will be surrounded by an inert material in relation to water. In this case, one should take into account the high thermal neutron capture cross section by the <sup>14</sup>N isotope and more complex production technologies of such compositions, which also limits the effect from increasing the density. As an alternative to these materials, U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> or the U<sub>3</sub>Si-U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> system in combination with FeCrAl claddings are being considered recently, which provides advantages in density, thermal conductivity and neutron balance in regard to UO<sub>2</sub>, but in this case the behavior of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> under the conditions of reactor radiation remains insufficiently studied.

In the long term, variants of a dispersed nuclear fuel with a very high reliability and performance are considered. Such compositions are the so-called micro-fuel elements consisting of a fuel core in the form of a microsphere (up to 500 μm in diameter) and covered with several layers of protective coatings, which ensures the maximum possible retention of fission products. These micro-fuel elements are located in an inert matrix, which is in turn responsible for the thermal conductivity of the core and ensures its radiation resistance and compatibility with the cladding and the coolant under accident conditions. At present, microspheres from UC or U(C,N) with coatings from pyrocarbon and silicon carbide in a silicon carbide matrix are considered promising. However, it is necessary to note the complexity in the production of such compositions and the low content of uranium per their unit volume, which will require an increase in the enrichment of fuel much more than 5%.

A review of the proposed approaches will be presented and their main advantages and disadvantages will be considered in the report.

ФРЕНК ГАРНЕР

*Radiation Effects Consulting, Richland WA USA*

## **ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫХ ИЗМЕНЕНИЙ НА РАЗМЕРЫ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СТРУКТУРНЫХ КОМПОНЕНТОВ РЕАКТОРА**

Экономика и безопасность ядерных реакторов чаще ограничиваются материалами, чем топливом или ядерными проблемами. Сплавы, используемые для создания структурных компонентов ядерных реакторов, в условиях облучения нейтронами и при повышенных температурах, претерпевают значительные изменения в микроструктуре. Эти изменения могут приводить к значительным искажениям размеров и изменениям объема компонентов реактора, вследствие радиационно-индуцированных выделений, распухания и ползучести под облучением. Кроме того, часто происходят сильные изменения механических свойств конструкционных сталей.

Будет представлен обзор вышеописанных явлений и их влияние на функциональность и срок службы компонентов реактора.

F. A. GARNER

*Radiation Effects Consulting, Richland WA USA*

## **IMPACT OF RADIATION-INDUCED CHANGES IN DIMENSION AND MECHANICAL PROPERTIES OF REACTOR STRUCTURAL COMPONENTS**

The economics and safety of nuclear reactors often is limited more by material's issues than by fuel or nuclear issues. When subjected to neutron irradiation at elevated temperatures alloys used to make the structural components of nuclear reactors undergo extensive changes in microstructure. These microstructural changes can lead to significant dimensional distortion and changes in volume of reactor components via the processes of radiation-induced precipitation, void swelling and irradiation creep. Additionally there are often strong changes induced in the mechanical properties of structural steels.

A review of these phenomena and their impact on the continued functionality and lifetime of reactor components will be presented.

**Б.А.КАЛИН<sup>1</sup>, В.В.НОВИКОВ<sup>2</sup>, Д.А.АЛЕКСАНДРОВ<sup>1</sup>,  
Н.В.ВОЛКОВ<sup>1</sup>, П.С.ДЖУМАЕВ<sup>1</sup>, М.Г. ИСАЕНКОВА<sup>1</sup>,  
Е.Л.КОРЕНЕВСКИЙ<sup>1</sup>, В.И.КУЗНЕЦОВ<sup>2</sup>, Р.Д.НОВИКОВ<sup>1</sup>,  
А.А. ПОЛЯНСКИЙ<sup>1</sup>, Д.А.САФОНОВ<sup>1</sup>, М.С.СТАЛЬЦОВ<sup>1</sup>,  
Д.А.ФЕДОРОВ<sup>1</sup>, П.В.ФЕДОТОВ<sup>2</sup>, И.И.ЧЕРНОВ<sup>1</sup>,  
В.Л.ЯКУШИН<sup>1</sup>, А.С.ЯШИН<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

<sup>2</sup>Высокотехнологичный научно-исследовательский институт  
неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара  
[bakalin@mephi.ru](mailto:bakalin@mephi.ru)

## **ОСОБЕННОСТИ СОЗДАНИЯ ИЗНОСОСТОЙКИХ АНТИКОРРОЗИОННЫХ БАРЬЕРНЫХ СЛОЕВ НА ФРАГМЕНТАХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110 о.ч.**

Проблемы обеспечения безопасности ядерных реакторов и заданного выгорания топлива определяются, в значительной степени, работоспособностью ядерного топлива, т.е. тепловыделяющих сборок твэлов, каждый из которых содержит оболочку из сплавов на основе циркония и топливную композицию из таблеток диоксида урана.

Сплавы российского дизайна Э110, Э125 и Э635 показывают достаточную стойкость к коррозии и сопротивление формоизменению. Серьезной является проблема пароциркониевой экзотермической реакции циркония:  $Zr + 2H_2O \leftrightarrow ZrO_2 + 2H_2$ , протекание которой возможно при температуре выше 900<sup>0</sup>С, например, в случае потери теплоносителя (*авария типа LOCA: Loss of Coolant Accident*) и протекает в режиме интенсивного окисления и гидрирования циркония, его охрупчивания, снижения трещиностойкости.

В этой связи в настоящем исследовании решается задача изготовления оболочек экспериментальных твэлов ТВС-АТФ с покрытием Cr для постановки на облучение в реактор МИР, т.е. задача создания толерантного топлива путем изменения структурно-фазового состояния поверхности оболочек твэлов и нанесения защитных хромосодержащих покрытий.

На основе результатов анализа механизмов эффективного замедления диффузии кислорода в цирконий оксидами ZrO<sub>2</sub>, Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> выбраны для исследования композиции покрытий в виде чистого хрома, никрома, аустенитной стали 08X18H10T и их комбинации. Проведен анализ структурно-фазового состояния поставляемых труб. Отработана технология нанесения покрытий, включающая этапы ионной полировки поверхности (ионы Ag<sup>+</sup>, энергия 1 кэВ) для очистки и снижения шероховатости поверхности

твэльных труб, нанесения покрытия и последующего облучения ионами в режиме перемешивания атомов покрытия и сплава, и нанесения финишного покрытия с использованием трех магнетронов на вращающиеся и движущиеся вдоль оси с заданной скоростью фрагменты твэлов длиной 481 (диаметр 9,1) мм и 479 (диаметр 9,5) мм.

В процессе отработки состава хромсодержащего покрытия были испытаны следующие содержащие хром покрытия:

- чистый хром (Cr),
- ЭК-164: 07X16H20M2Г2БТР (16Cr),
- 06X18H10Г (18Cr),
- сплав 33Cr-33Fe-32Ni-2Mo (33Cr)
- нихром (38Cr).

Для выбора оптимальных параметров технологии (ток и напряжение разряда, давления в разрядной камере установок, скорость вращения и перемещения трубки под пучком) определялся химический состав и фазовое состояние наносимого покрытия (концентрации O<sub>2</sub>, C, N, Cr, Zr, Fe, Ni), электронная микроскопия внешней поверхности и поперечного сечения покрытия, автоклавные (АК) испытания (вода, 350<sup>0</sup>С, 72 часа), высокотемпературные испытания (ВТО) в паре (1200<sup>0</sup>С, 400сек), микротвердость, степень износа и коэффициент трения в контакте с фрагментом ячейки дистанционирующей решетки.

В результате были выбраны и созданы на фрагментах твэльных труб следующие покрытия: Cr+18CrFeNi и Cr+38CrNi. Партия труб с покрытием представлена на рисунке.



B.A.KALIN<sup>1</sup>, V.V.NOVIKOV<sup>2</sup>, D.A.ALEKSANDROV<sup>1</sup>,  
N.V.VOLKOV<sup>1</sup>, P.S.DZHUMAEV<sup>1</sup>, M.G.ISAENKOVA<sup>1</sup>,  
E.L.KORENEVSKY<sup>1</sup>, V.I.KUZNETSOV<sup>2</sup>, R.D.NOVIKOV<sup>1</sup>,  
A.A.POLYANSKIY<sup>1</sup>, D.A.SAFONOV<sup>1</sup>, M.S.STALTSOV<sup>1</sup>,  
D.A.FEDOROV<sup>1</sup>, P.V.FEDOTOV<sup>2</sup>, I.I.CHERNOV<sup>1</sup>,  
V.L.YAKUSHIN<sup>1</sup>, A.S.YASHIN<sup>1</sup>

<sup>1</sup> National Research Nuclear University "MEPhI",

<sup>2</sup> A.A. Bochvar High-Technology Scientific Research Institute  
for Inorganic Materials

BAKalin@mephi.ru

## **FEATURES OF CREATING WEAR-RESISTANT ANTI-CORROSION BARRIER LAYERS ON FRAGMENTS OF FUEL CLADDINGS FROM ALLOY E110 o.ch.**

The problems of ensuring the safety of nuclear reactors and a specified burnup of the fuel are determined, to a considerable degree, by the operability of the nuclear fuel, i.e. fuel assemblies of fuel elements, each of which contains a cladding from zirconium-based alloys and a fuel composition from uranium dioxide pellets.

Alloys of the Russian design E110, E125 and E635 show a sufficient resistance to corrosion and form change. The zirconium-steam exothermic reaction –  $Zr + 2H_2O \leftrightarrow ZrO_2 + 2H_2$  – is a serious problem of zirconium that can occur at temperatures above 900°C, for example, in case of the coolant loss (*the LOCA-type accident: Loss of Coolant Accident*), and it takes place in the regime of intensive oxidation and hydrogenation of zirconium, its embrittlement and a decrease in its crack resistance.

In this regard, this study solves the problem of fabricating the claddings of experimental fuel elements ATF-As (accident tolerant fuel assemblies) with a Cr-coating for irradiation in the MIR reactor, i.e. the task of creating an accident tolerant fuel by changing the structural-phase state of the fuel cladding surface and applying protective chromium-containing coatings.

Based on the results of an analysis on the mechanisms of an effective slowing-down of oxygen diffusion into zirconium by  $ZrO_2$  and  $Cr_2O_3$  oxides, compositions of coatings in the form of pure chromium, nichrome, the austenitic steel 08Cr18Ni10Ti and their combinations were chosen for the study. An analysis of the structural-phase state of supplied tubes was carried out. The technology of applying coatings was improved. It includes steps of ion polishing of the surface by  $Ar^+$  ions with the energy of 1 keV for its cleaning and reducing the surface roughness of fuel tubes, applying a coating and subsequent

irradiation by ions using the regime of mixing the atoms of the coating and the alloy, and applying a final coating with the use of three magnetrons onto fuel element fragments rotating and moving along the axis with a specified speed. The fragments were 481 mm in length and 9.1 mm in diameter, and 479 mm in length and 9.5 mm in diameter.

In the process of improving the composition of the chrome-containing coating, the following chrome-containing coatings were tested:

- pure chrome (Cr),
- EK-164: 07Cr16Ni20Mo2Mn2NbTiB (16Cr),
- 06Cr18Ni10Ti (18Cr),
- alloy 33Cr-33Fe-32Ni-2Mo (33Cr)
- nichrome (38Cr).

The chemical composition and phase state of the applied coating (the concentration of O<sub>2</sub>, C, N, Cr, Zr, Fe and Ni) were determined to select optimal technological parameters (the discharge current and voltage, the pressure in the discharge chamber of installations, the rate of rotation and movement of the tube under the beam), electron microscopy of the outer surface and the cross section of the coating, autoclave (AC) tests in water at 350°C for 72 h, high-temperature tests (HTO) in steam at 1200°C for 400s, microhardness, the degree of wear and the friction coefficient in the contact with a fragment of the spacer grid cell.

As a result, the following coatings were selected and created on fragments of fuel tubes: Cr+18CrFeNi and Cr+38CrNi. The batch of tubes with a coating is shown in the following figure.





А.А. ЯКУШКИН<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк, Россия

<sup>2</sup>НИЯУ «МИФИ», г. Москва, Россия

[Yakushkin.aa@gmail.com](mailto:Yakushkin.aa@gmail.com)

## **МЕТОДЫ СОЗДАНИЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ДЛЯ ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НАНЕСЕНИЯ ХРОМОВЫХ ПОКРЫТИЙ**

В настоящее время активно исследуются три направления создания оболочек твэлов легководных реакторов, толерантных к воздействию теплоносителя: 1) замена циркониевого сплава Э110 на более коррозионно-стойкий в аварийных условиях эксплуатации материал; 2) дисперсное упрочнение или легирование поверхности циркониевой оболочки твэла; 3) нанесение на оболочку твэла коррозионно-стойких покрытий.

Первое направление влечет за собой существенные и необратимые изменения в технологии производства твэлов и имеет долгосрочную перспективу. Второе направление, напротив, подразумевает минимальные изменения в технологии производства твэлов, но, с другой стороны, оказывает несущественное влияние на кинетику высокотемпературного окисления оболочек твэлов в паре. Нанесение коррозионно-стойкого покрытия приводит к существенному изменению кинетики высокотемпературного окисления циркониевых сплавов – отсутствию перехода в фазу линейного окисления, – что связано с сохранением сплошности образующегося в процессе окисления барьерного слоя оксида.

В докладе будут рассмотрены работы по разработке технологии нанесения хромовых покрытий на оболочки твэлов, которые ведутся в России (ТРИНИТИ, МИФИ, Красная Звезда, ВНИИНМ), США (MIT, Westinghouse Electric, UChicago Argonne, PennState), Франции (CEA, AREVA NP), Китае (NPIC, SCU), Южной Кореи (KAERI, KHNP), Чехии (STU) и Украине (ННЦ ХФТИ). К наиболее перспективным методам нанесения покрытий следует отнести магнетронное распыление, атомно-слоевое осаждение, объемную лазерную наплавку и газодинамическое напыление.

Наиболее выдающиеся результаты были получены исследователями из CEA, которыми показано, что нанесение хромсодержащего покрытия методом HIPIMS MS PVD толщиной 10-15 мкм приводит к увеличению времени падения остаточной пластичности до уровня 2% после одностадийного окисления в паре при 1200°C с 25 мин до 80 мин. Данный эффект связан с подавлением диффузии водорода в циркониевый сплав во время высокотемпературного окисления. Показано, что после окисления в паре при 1000°C в течение 4 ч содержание водорода в покрытом хромом Zy-4 составляет всего 60-80 ppm по массе.

A.A. YAKUSHKIN<sup>1,2</sup>  
<sup>1</sup>*AS "SRC RF TRINITY", Troitsk, Russia*  
<sup>2</sup>*NRNU «MEPhI», Moscow, Russia*  
[Yakushkin.aa@gmail.com](mailto:Yakushkin.aa@gmail.com)

## **METHODS FOR PREPARING ACCIDENT TOLERANT FUEL CLADDING BY USING DEPOSITION OF CHROMIUM COATINGS**

At present, three directions of the establishment of accident tolerant fuel cladding for light water reactors are actively exploring: 1) replacement of zirconium alloy E110 for more corrosion-resistant in accident operation conditions; 2) surface dispersion hardening or doping of the zirconium cladding of fuel element; 3) deposition a corrosion-resistant coating to the fuel cladding.

The first direction requires significant and irreversible changes in fuel rod production technology and has long-term prospects. Conversely, the second direction suggest minimal changes in the fuel rod production technology, but on the other hand, it has no significant effect on the high temperature oxidation kinetics of fuel claddings in steam. Using of a corrosion resistant coating results in a significant change in the high temperature oxidation kinetics of the zirconium alloy, (no transition to linear oxidation) which related to maintaining the continuity of the oxide layer formed during oxidation.

The report will consider the development of technology for depositing chromium coatings on fuel cladding in Russia (TRINITY, MEPhI, Krasnaya Zvezda State Enterprise, VNIINM), USA (MIT, Westinghouse Electric, UChicago Argonne, PennState), France (CEA, AREVA NP), China (NPIC, SCU), South Korea (KAERI, KHNP), Czech Republic (CTU) and Ukraine (NSC KIPT). The most promising coating methods are magnetron sputtering, atomic layer deposition, 3D laser deposition, and cold spray.

The best results have been passed by researchers of CEA, which shows that obtained of chrome-based coating by HIPIMS MS PVD 10-15  $\mu\text{m}$  thick increase time for degradation of residual ductility at level 2% for 25 minutes up to 80 minutes after one-side corrosion in steam at 1200°C. This effect is related to the inhibition of hydrogen diffusion into the zirconium alloy during high temperature oxidation. The results showed that the hydrogen content in the coated chromium Zy-4 was 60-80 ppm by weight after steam oxidation at 1000°C for 4 hours.

С.С. БАЗЮК, А.Н. БАХИН, И.Э. ГАЛЕВ, Е.Г. КОЛЕСНИКОВ,  
А.А. МОКРУШИН, Д.М. СОЛДАТКИН  
ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», г. Подольск, Россия  
[npo@sialuch.ru](mailto:npo@sialuch.ru)

## **МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ В ОБЛАСТИ СОЗДАНИЯ ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

В нынешнем десятилетии активизировались работы по созданию принципиально нового топлива, способного противостоять условиям тяжелых аварий при сохранении или повышении экономических показателей и безопасности при нормальной эксплуатации. Множество разработок такого рода получили собирательное название Accident Tolerant Fuel (ATF) – топливо с повышенной устойчивостью к авариям.

В данной статье особое внимание акцентируется на технологических особенностях и возможностях отраслевого предприятия Госкорпорации «Росатом» - ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» применительно к решению задач, стоящих перед научным сообществом в области создания ATF-топлива. К данным направлениям разработок отнесены: модифицирование поверхности штатных циркониевых оболочек твэлов путем создания коррозионно-стойких покрытий на основе хрома; разработку оболочечных труб на основе перспективных тугоплавких металлов (Mo) с защитным покрытием на основе силицидов; создание твэлов на основе карбидо-кремниевых матриц с дисперсионно-распределенными микротвэлами; разработку ураноёмких топливных композиций и твэлов на основе U-Mo, U-Zr. В настоящей статье приведены результаты испытаний и исследований данных конструкционных и топливных композиций, как в условиях характерных эксплуатационным, так и в условиях, моделирующих аварийную ситуацию на уникальных стендовых комплексах предприятия. Проведен анализ и сделан вывод о перспективах применения ATF-топлива различного дизайна и влияния их на безопасность эксплуатации и изменения хода протекания аварийных ситуаций легководяных энергетических реакторов.

S.S. BAZYUK, A.N. BAKHIN, I.E. GALEV, E.G. KOLESNIKOV,  
A.A. MOKRUSHIN, D.M. SOLDATKIN  
*FSUE "SRI SIA "LUCH", Podolsk, Russia*  
[npo@sialuch.ru](mailto:npo@sialuch.ru)

## **MATERIALS AND PROCESSES FOR ACCIDENT-TOLERANT NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT**

This decade saw intensification of the work on development of a principally new fuel capable to withstand severe accident conditions with preserved or even enhanced economic and safety performance under normal operating conditions. The multitude of such projects became collectively known as the Accident Tolerant Fuel (ATF) – the fuel with enhanced resistance to accidents.

This paper focuses on technological features and capabilities of the FSUE "SRI SIA "LUCH", which is a "ROSATOM" State Corporation's industry-specific enterprise, with regard to addressing the problems the scientific community faces in the area of ATF development. This area of work includes: enhancement of surface of regular zirconium claddings of the fuel elements through development of chromium-based corrosion-resistant coatings; development of shell-type pipes on the basis of advantageous refractory metals (Mo) with silicide coatings; development of fuel elements on the basis of silicon carbide matrices with dispersed microscopic fuel elements; development of uranium-dense fuel compounds and fuel elements based on U-Mo and U-Zr. This paper presents the results of tests and studies of the aforementioned designs and fuel compounds both under conditions typical for normal operation and conditions simulating the accidental events using one-of-the-kind test bench complexes of the Enterprise. The analysis was performed and conclusion was made regarding possibilities of using the accident tolerant fuels of various designs, their operational safety impact and how they change the progression of accident events for light-water power reactors.

M.P. SHORT

*Massachusetts Institute of Technology, USA*

**THE DEVELOPMENT OF A ZIRCALOY-STEEL COMPOSITE  
AS AN INDUSTRIALLY MANUFACTURABLE ATF  
CLADDING CONCEPT**

Accident tolerance of LWR fuels and structures is of paramount importance, as recently highlighted by the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station. The ability of fuel cladding and core internals to resist runaway oxidation during a beyond design basis accident (BDBA), as well as to minimize corrosion during steady state operation and design basis accidents (DBAs), determines its degree of accident tolerance. However, many of the accident tolerant fuel (ATF) concepts rely on coatings, neutronically absorbing steels, or more exotic alloys, all with their own design advantages and disadvantages. In particular industrial fabricability of many of these concepts is not yet at an acceptable state, thus a new ATF concept of a Zircaloy-Steel composite with barrier layers of Ti and V-4Ti-4Cr is proposed. The goal of this project will be to develop a multi-metallic layered composite (MMLC) tailored to addressing accident tolerance of LWR fuel cladding and core internal structures using an innovative fabrication technology. The MMLC developed in this program is expected to enhance accident tolerance of LWRs, thereby reducing the cost by recovering lost operating margins and/or increasing operating windows of peak cladding temperature, peak linear power, reducing steady-state corrosion, and enhancing severe accident tolerance. We will present high temperature steam oxidation results, diffusion studies, and updates from industrial-scale fabrication of our MMLC ATF concept.

МАЙКЛ ШОРТ

*Массачусетский технологический институт, США*

## **РАЗРАБОТКА МНОГОСЛОЙНОГО МЕТАЛЛИЧЕСКОГО КОМПОЗИТА ЦИРКАЛОЙ-СТАЛЬ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПРОМЫШЛЕННО РЕАЛИЗУЕМОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ОБОЛОЧКИ ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА**

Проблема создания устойчивого к авариям топлива (толерантного) реакторов LWR имеет первостепенное значение, о чем говорит авария на Фукусиме. Способность топливной оболочки и сердечника противостоять окислению при запроектных авариях и минимизация коррозионного разрушения при проектных авариях определяет уровень их устойчивости. Многие концепции толерантного топлива основаны на покрытиях, нейтронопоглощающих сталях или более экзотических сплавах, каждая из которых имеет свои достоинства и недостатки. В частности, промышленные технологии данных методов пока находятся в неудовлетворительном состоянии, поэтому предлагается новая концепция: Zircaloy-Steel с барьерными слоями из Ti и V-4Ti-4Cr. Целью этого проекта является разработка многослойного композита (MMLC), направленная на повышение устойчивости топливной оболочки и сердечника при авариях на LWR, с использованием инновационной технологии изготовления.

Ожидается, что MMLC, разработанный в этой программе, повысит устойчивость к авариям LWR, тем самым снизятся затраты на восстановление и / или увеличится диапазон работы оболочки по температуре, максимальной линейной мощности, повысятся эксплуатационная коррозионная стойкость и аварийная устойчивость. Мы представим результаты высокотемпературного окисления в паре, исследования диффузии и развитие промышленного производства нашей концепции MMLC толерантного топлива.

И.И. ЧЕРНОВ, М.С. СТАЛЬЦОВ

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*  
i\_chernov@mail.ru

## ВАНАДИЕВЫЕ СПЛАВЫ КАК АЛЬТЕРНАТИВА РЕАКТОРНЫМ КОНСТРУКЦИОННЫМ СТАЛЯМ

В работе приведен обзор состояния разработки ванадиевых сплавов как конструкционных материалов для ядерной и термоядерной энергетики. Рассмотрены важнейшие свойства ванадиевых сплавов относительно свойств аустенитных и ферритно-мартенситных сталей. Показано, что прочностные свойства ванадиевых сплавов остаются на достаточно высоком уровне вплоть до температуры 970 К. Жаропрочные свойства ванадиевые сплавы существенно превышают аналогичные характеристики аустенитной и ферритно-мартенситной реакторных сталей, а благодаря лучшим теплофизическим свойствам, ванадиевые сплавы способны выдерживать большие тепловые нагрузки, чем стали. Анализ ядерно-физических свойств показал, что скорость наработки гелия в ванадиевых сплавах в 2–3 раза меньше, чем в сталях, скорость наработки водорода и ядерный нагрев также значительно ниже, чем у сталей, и эти эффекты обеспечивают значительное преимущество ванадиевых сплавов перед сталями. Сплавы системы V–Cr–Ti обладают наибольшим потенциалом малой активированности и показывают преимущества по сравнению с малоактивируемыми сталями. Данные по радиационной ползучести ванадиевых сплавов крайне ограничены и противоречивы. Радиационное распухание ряда ванадиевых сплавов весьма низкое, при этом важнейшим элементом, подавляющим распухание, является титан. Показано, что гелий и водород, проявляя эффект синергизма, катастрофически увеличивают радиационное распухание ОЦК материалов, включая ванадиевые сплавы. Синергетический эффект гелия и водорода менее значителен для ГЦК сталей. Отмечены пути решения существующих проблем для ванадиевых сплавов.

**I.I. CHERNOV, M.S. STALTSOV**  
*National Research Nuclear University "MEPhI"*  
[i\\_chernov@mail.ru](mailto:i_chernov@mail.ru)

## **VANADIUM ALLOYS AS AN ALTERNATIVE TO REACTOR STRUCTURAL STEELS**

The paper presents an overview of the vanadium alloys development as structural materials for fast and fusion reactors. The most important properties of vanadium alloys are considered with respect to the properties of austenitic and ferritic-martensitic steels. It is shown that strength properties of vanadium alloys remain at a high level up to a temperature of 970 K. High-temperature strength properties of vanadium alloys significantly exceed similar characteristics of reactor steels and vanadium alloys are able to withstand higher heat loads due to better thermal and physical properties than steels. Analysis of the nuclear physical properties showed that the helium production rate is 2-3 times lower in vanadium alloys than that in steels as well as hydrogen production and the nuclear heating are lower compared to both types of steels. These effects provide a significant advantage to vanadium alloys as compared with steels. Alloys of V–Cr–Ti system have the highest potential in long-term radioactivity and show advantages over low activation steels. The data on radiation creep of vanadium alloys are extremely limited and contradictory. Radiation swelling of a number of vanadium alloys is very low, and titanium is the most important element for suppressing swelling. It is shown that helium and hydrogen, showing a synergistic effect, dramatically increase the radiation swelling of BCC materials including vanadium alloys. The synergistic effect of helium and hydrogen is less significant for FCC steels. Ways of solving existing problems for vanadium alloys are noted.



В.В. УГЛОВ<sup>1</sup>, В.И. ШИМАНСКИЙ<sup>1</sup>, В.М. АСТАШИНСКИЙ<sup>2</sup>,  
В.А. СКУРАТОВ<sup>3</sup>, J. NEETHLING<sup>4</sup>,  
J. O'CONNELL<sup>4</sup>, ARNO VAN VUUREN<sup>4</sup>, S. NGONGO<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Белорусский государственный университет, Минск, Беларусь

<sup>2</sup>Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова НАН Беларуси,  
Минск, Беларусь

<sup>3</sup>Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

<sup>4</sup>Nelson Mandela Metropolitan University, Port Elizabeth, South Africa

## **МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРЫ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ ИЗ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ ВОЗДЕЙСТВИЕМ КОМПРЕССИОННЫХ ПЛАЗМЕННЫХ ПОТОКОВ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ИХ СТОЙКОСТИ К ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ**

Работа оболочек ТВЭЛов, происходящая в средах с повышенным содержанием кислорода в условиях высоких температур, приводит к неизбежному формированию оксидного слоя  $ZrO_2$ , снижая тем самым безопасность эффективной работы всей ядерно-энергетической установки. Введение в приповерхностный слой циркалового сплава атомов переходных металлов, в первую очередь хрома, встраиваемых в кристаллическую решетку оксида  $ZrO_2$ , может способствовать замедлению процесса окисления, повышая тем самым термическую стабильность сплава. В работе демонстрируется возможность формирования глубоких слоев в циркаловых сплавах (до 10 мкм), легированных атомами хрома при воздействии компрессионными плазменными потоками. Исследуются микроструктура и фазовый состав легированных слоев, а также влияние легирующего элемента на стабильность к высокотемпературному окислению.

V.V. UGLOV<sup>1)</sup>, V.I. SHIMANSKY<sup>1)</sup>, V.M. ASTASHINSKY<sup>2)</sup>,

V.A. SKURATOV<sup>3)</sup>, J. NEETHLING<sup>4)</sup>,

J. O'CONNELL<sup>4)</sup>, ARNO VAN VUUREN<sup>4)</sup>, S. NGONGO<sup>4)</sup>

<sup>1)</sup>*Belarusian State University, Minsk, Belarus*

<sup>2)</sup>*A.V. Lykov Institute of Heat and Mass Transfer of the NAS of Belarus,  
Minsk, Belarus*

<sup>3)</sup>*Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia*

<sup>4)</sup>*Nelson Mandela Metropolitan University, Port Elizabeth, South Africa*

## **MODIFYING THE STRUCTURE OF FUEL CLADDINGS FROM ZIRCONIUM ALLOYS BY COMPRESSION PLASMA FLOWS FOR INCREASING THEIR RESISTANCE TO HIGH TEMPERATURE OXIDATION**

The operation of fuel claddings occurring in environments with an increased oxygen content under high temperature conditions leads to the inevitable formation of an oxide layer ( $ZrO_2$ ), thereby reducing the safety of the efficient work of the entire nuclear power plant. The implantation into the near-surface layer of the zircaloy alloy of transition metal atoms, primarily chromium, embedded into the crystal lattice of the oxide  $ZrO_2$ , can help to slow down the oxidation process, thereby increasing the thermal stability of the alloy. The work demonstrates the possibility of forming deep layers up to 10  $\mu m$  in the zircaloy alloys doped with chromium atoms when exposed to compression plasma flows. The microstructure and phase composition of the alloyed layers, as well as the effect of the alloying element on the stability to high temperature oxidation, are investigated.

А.С. ДИКОВ<sup>1,2</sup>, Ш.Х. ГИЗАТУЛИН<sup>2</sup>, С.Б. КИСЛИЦИН<sup>1,2</sup>,  
А.С. ЛАРИОНОВ<sup>2</sup>, Д.А. НАКИПОВ<sup>2</sup>, А.А. ШАЙМЕРДЕНОВ<sup>2</sup>

<sup>1</sup> НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

<sup>2</sup> ИЯФ РК, г. Алматы, Республика Казахстан  
[skislitsin@mail.ru](mailto:skislitsin@mail.ru)

## КОМПЛЕКС ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ОБЛУЧЕННЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Представлена созданная в Институте ядерной физики (Алматы, Казахстан) инфраструктура для испытаний облученных конструкционных материалов и ядерного топлива. Испытательный комплекс организован на базе установок отдела реакторных исследований и лабораторий отдела радиационной физики твердого тела.

Оборудование комплекса для проведения облучения в заданных условиях включает исследовательский реактор ВВР-К, «горячие» камеры, химбоксы, петлевую установку, оборудование и программное обеспечение для контроля температуры испытаний, потоков и спектра нейтронов, выделения газообразных продуктов деления ядерного топлива.

Разработано, адаптировано к испытаниям радиоактивных образцов и инсталлировано в «горячих» камерах и химбоксах оборудование для пострadiационных испытаний образцов конструкционных материалов и ядерного топлива:

- дилатометр (исследование температурного расширения в интервале 20 – 1000 °С),
- аналитические весы (гидростатическое взвешивание),
- профилометр,
- машину для мехиспытаний в горячей камере (прочность, пластичность),
- на очереди установка оборудования для теплофизических испытаний (измерение теплопроводности, теплоемкости).

Обсуждаются результаты испытаний низкообогащенного уранового топлива (НОУ) для конверсии исследовательских реакторов Казахстана на НОУ. Приведены результаты исследований уранового топлива для ВТГР по договорам с иностранными заказчиками.

A.S. DIKOV<sup>1,2</sup>, SH. H. GIZATULIN<sup>2</sup>, S.B. KISLITSIN<sup>1,2</sup>,  
A.S. LARIONOV<sup>2</sup>, D.A. NAKIPOV<sup>2</sup>, A.A. SHAIMERDENOVA<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>*NRNU MEPhI, Moscow, 115409, Russia*  
<sup>2</sup>*INP RK, Almaty, 050032, Republic of Kazakhstan*  
[skislitsin@mail.ru](mailto:skislitsin@mail.ru)

## **COMPLEX FOR TESTING OF IRRADIATED STRUCTURAL MATERIALS AND NUCLEAR FUEL**

The infrastructure for testing irradiated structural materials and nuclear fuel created at the Institute of Nuclear Physics (Almaty, Kazakhstan) is presented. The test complex is organized on the basis of installations of the department of reactor researches and laboratories of the department of radiation solid state physics.

The equipment of the complex for carrying out irradiation under specified conditions includes a research reactor WWR-K, “hot” chambers, chemical boxes, loop installation, equipment and software for monitoring test temperature, flows and spectrum of neutrons and the release of gaseous fission products of nuclear fuel.

The equipment for post-radiation tests of samples of structural materials and nuclear fuel has been developed, adapted to the testing of radioactive samples and installed in “hot” chambers and chemical boxes:

- dilatometer (study of temperature expansion in the range of 20–1000 ° C),
- analytical balance (hydrostatic weighing),
- profilometer,
- machine for mechanical tests in a hot chamber (strength, plasticity),
- it is planned to install in the chemical box the machine for thermo-physical tests (measurements of thermal conductivity, heat capacity ).

The results of tests of low-enriched uranium fuel (LEU) for the conversion of research reactors of Kazakhstan to LEU are discussed. The results of studies of uranium fuel for HTGR under contracts with foreign customers are presented.

# АННОТАЦИИ ДОКЛАДОВ

Секция I – 29 октября

# ABSTRACTS OF REPORTS

Section I – October, 29

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, О.О. ЗАБУСОВ<sup>1,2</sup>, Р.А. КУРСКИЙ<sup>1</sup>,  
А.Б. ГАЙДУЧЕНКО<sup>1</sup>, А.С. БРАГИН<sup>1,2</sup>, А.В. РОЖКОВ<sup>1</sup>,  
Д.А. МАЛЬЦЕВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup> *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,  
г. Москва, Россия*

<sup>2</sup> *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,  
г. Москва, Россия*

[Ruslan.kurskiy@rambler.ru](mailto:Ruslan.kurskiy@rambler.ru)

## **ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРЫ ГИДРИДОВ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБРАЗЦОВ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ ИЗ СПЛАВА Э110**

Одним из главных критериев обеспечения ядерной безопасности при длительном хранении ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 является гарантия целостности топливной оболочки и сохранности топлива в хранилище. В процессе эксплуатации в оболочки твэлов, изготовленные из сплава Э110 на основе электролитического или губчатого циркония, проникает атомарный водород, который при понижении температуры ОЯТ, вследствие уменьшения остаточного тепловыделения топлива при длительном хранении, может образовывать хрупкие гидридные фазы, приводящие к деградации механических свойств материала оболочек и их разгерметизации. В частности, деградация может произойти вследствие локального повышения содержания водорода и образования гидридных фаз в местах повышенных напряжений в области концентраторов напряжений на поверхности оболочки, появившихся в результате фреттинг-коррозии и механических повреждений при перегрузке. Наибольшую опасность представляют собой радиально-ориентированные гидридные фазы, доля которых зависит от величины внешних напряжений, температуры, скорости и истории изменения температуры. При длительном хранении ОЯТ необходимо уметь прогнозировать долю радиальных и тангенциальных гидридов при различных температурах и напряжениях.

Исследуемые образцы, изготовленные из необлученных твэльных трубок, из сплава Э110 на основе электролитического и губчатого Zr, были наводорожены методом катодной зарядки и подвержены различным термомеханическим воздействиям, после чего был проведен комплекс микроструктурных исследований.

В данной работе была разработана методика оценки доли радиальных гидридов и оценены влияния внутренних напряжений и длительности испытаний на коэффициенты переориентации. За основу методики был взят стандарт ASTM B811.

Механические испытания, проведенные на необлученных кольцевых образцах, показали, что в диапазонах температур до 380°C, напряжений до 100 МПа и выдержкой до 100 суток, использованных при термических

испытаниях образцов твэльных трубок, не произошло существенного охрупчивания материала за счет переориентации гидридов. В дальнейшем, для обеспечения безопасного «сухого хранения», будут проведены исследования, направленные на оценку критического уровня напряжений, при котором доля радиальных гидридов будет оказывать существенное влияние на механические свойства твэльных трубок из сплава Э110.

E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, R.A. KURSKIY<sup>1</sup>, O.O. ZABUSOV<sup>1,2</sup>,  
D.A. MALCEV<sup>1</sup>, A.B. GAYDUCHENKO<sup>1</sup>, A.S. BRAGIN<sup>1</sup>,  
M.A. SKUNDIN<sup>1</sup>, A.V. ROZHKOVA<sup>1</sup>, E.A. VASILYEVA<sup>1</sup>

<sup>1</sup> National Research Centre «Kurchatov institute»,  
Moscow, Russia

<sup>2</sup> National Research Nuclear University  
«MEPHI», Moscow, Russia

## **IMPACT OF HYDRIDES STRUCTURE ON MECHANICAL PROPERTIES OF E110 ALLOY CLADDING TUBES**

One of the main criteria of nuclear safety maintenance at long-term storage of spent fuel elements of WWER-1000 is fuel cladding integrity and fuel safety during storage. Hydrogen is capable to penetrate to the fuel cladding made of E110 alloy during the service life. At the temperature lowering due to residual heat decrease, brittle hydrides are formed. It could lead to degradation of mechanical properties and depressurization of fuel cladding. In particular, depressurization could be the result of local increase in hydrogen content and hydrides formation at sites of local increased stress on cladding surface because of a fretting corrosion or mechanical damages. The radial-oriented hydrides, which fraction depends on external stress value and temperature conditions, are the most dangerous. At the long-term storage of spent fuel, it is necessary to predict radial and circumferential hydrides fraction at different stresses and temperatures.

The studied samples of E110 alloy unirradiated cladding tubes were charged by hydrogen using the method of cathodic charge and were subjected to thermomechanical tests. Then microstructural researches were carried out.

In this work, the method of quantitative assessment of radial hydrides fraction based on ASTM B811 was developed and the impact of stresses and thermomechanical test duration on reorientation coefficient was estimated.

The mechanical properties of unirradiated samples tested up to 100 days at the test temperatures up to 380 °C were obtained. The significant embrittlement of cladding tube material due to hydride reorientation was not observed. Further researches will be carried out to estimate critical stress level, which could lead to degradation of mechanical properties of E110 alloy due to radial hydrides formation.

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, А.С. ФРОЛОВ<sup>1</sup>, И.В. ФЕДОТОВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup> *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»*

<sup>2</sup> *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,  
г. Москва, Россия*

ivanxfedotov@gmail.com

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДИКИ ПРОВЕДЕНИЯ ОТЖИГОВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВКЛАДА СТРУКТУРНЫХ СОСТАВЛЯЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ ЯЭУ В СЛУЖЕБНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ**

В ходе работы ядерных энергетических установок (ЯЭУ) конструкционные материалы подвергаются воздействию облучения и повышенных температур. Это приводит к деградации структуры и, как следствие, свойств материалов. Оценка вкладов изменений структуры в служебные характеристики материалов позволяет получить полномасштабное понимание механизмов деградации их структуры в ходе работы ЯЭУ и способов их восстановления. Наличие полного представления о поведении материала в условиях облучения является основой безопасной и длительной эксплуатации ЯЭУ.

В работе описана методика проведения отжигов при различной температуре для оценки вклада структурных составляющих материалов ЯЭУ в служебные характеристики. Методика основывается на различии диапазона температур отжига, при котором происходит частичное или полное исчезновение радиационно-индуцированных составляющих структуры. Благодаря этому, в зависимости от температуры отжига, можно получить состояния, в которых отсутствуют одни структурные составляющие и полностью сохранены другие. При этом сопоставление исследований микроструктуры с измеренными свойствами материалов в отожженном и исходном состояниях позволяет делать оценки вклада структурных составляющих в служебные характеристики.

Описаны особенности применения методики отжига к материалу корпуса реактора (КР) ВВЭР-1000 и материалу внутрикорпусных устройств (ВКУ). Так, например, с увеличением температуры отжига материала КР (сталь типа 15Х2НМФА-А) в определенном интервале можно отжечь преципитаты до их полного исчезновения при сохранении уровня зернограницной сегрегации. На основе этого оценен вклад преципитатов в предел текучести (упрочняющий механизм), и вклад сегрегаций в критическую температуру хрупкости (неупрочняющий механизм). В материале ВКУ (сталь типа Х18Н10Т) данная методика позволила оценить вклад каждой структурной составляющей в радиационное упрочнение за счет того, что радиационно-индуцированные дислокационные петли,  $\alpha$ -фаза, G-фаза и вакансионные поры отжигаются в различных диапазонах температур.



E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, A.S. FROLOV<sup>1</sup>, I.V. FEDOTOV<sup>1</sup>

<sup>1</sup> *National Research Center «Kurchatov Institute»,*

<sup>2</sup> *National Research Nuclear University «MEPhI»,*

*Moscow, Russia*

ivanxfedotov@gmail.com

## **APPLICATION OF THE ANNEALING TECHNIQUE TO EVALUATE STRUCTURAL COMPONENTS CONTRIBUTION TO SERVICE CHARACTERISTICS OF NPP MATERIALS**

During operation of the nuclear power plant, structural materials are influenced by irradiation and elevated temperatures. That result in structure degradation and, as a consequence, degradation in material properties. Evaluation of contribution of structural changes to service characteristics of materials is an important task to study material behavior under irradiation. This evaluation allows to obtain a full-scale understanding of degradation mechanisms of materials structure and properties during operation of nuclear power plants and methods of their recovering. Presence of complete knowledge about materials behavior under irradiation is essential for safe and long-term operation of nuclear power plant.

Technique of annealing at different temperatures is described in the present work. The technique is based on variation of annealing temperature to partially or completely dissolve radiation-induced structure components. Therefore, by variation of annealing temperature is possible to obtain particular material states when some structural components are absent and others are completely preserved. Comparison of microstructure studies results with the measured properties of material in annealed and initial states makes it possible to evaluate contribution of material structural components to service characteristics.

Application features of annealing technique to materials of the VVER-1000 reactor pressure vessel (RPV) and near-core internals (NCI) are described. For example, by increasing annealing temperature of RPV material (15Ch2NMFA-A steel) it is possible to dissolve precipitates and keep the same level of grain-boundary segregations. Depending on the material state, contribution of precipitates to change in yield strength (hardening mechanism) and contribution of segregations to change in the transition temperature (non-hardening mechanism) was estimated. This technique allowed to evaluate contribution of each structural component to radiation hardening in the NCI material (Ch18N10T steel), because radiation-induced dislocation loops,  $\alpha$ -phase, G-phase and vacancy voids are annealed in different temperature ranges.

В.М. БОРИСОВ<sup>1</sup>, В.Н. ТРОФИМОВ<sup>1</sup>, В.А. КУЗЬМЕНКО<sup>1</sup>,  
А.Ю. САПОЖКОВ<sup>1</sup>, А.А. ЯКУШКИН<sup>1,2</sup>, В.Л. ЯКУШИН<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, РФ; <sup>2</sup>НИЯУ «МИФИ», Москва, РФ  
[Yakushkin.aa@gmail.com](mailto:Yakushkin.aa@gmail.com)

## **О ВОЗМОЖНОСТЯХ ПОВЫШЕНИЯ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110**

Авария на АЭС «Фукусима» показала особую опасность парциркумиевой реакции и стала поводом к разработке технологий увеличения стойкости циркониевых оболочек твэлов в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA, Loss-of-Coolant Accident). В мировом атомном сообществе возник термин «устойчивое к авариям толерантное топливо» – Accident Tolerant Fuel (ATF), т.е. топливо, которое обеспечивает безопасность эксплуатации реакторной установки даже при значительном повышении температуры оболочек твэлов. Реализация программы по созданию толерантного топлива в большей степени направлена на разработку жаростойких защитных покрытий, которые, оказывая минимальное влияние на обогащение топлива, геометрию оболочек твэлов и нейтронно-физические параметры активной зоны ядерного реактора, способны практически полностью подавить образование взрывоопасной водородной смеси в случае аварии с потерей теплоносителя.

В работе представлены результаты исследований способов повышения коррозионной стойкости оболочек твэлов из сплавов циркония, выполненные в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», с использованием лазерной закалки и лазерного оксидирования поверхности, и нанесения покрытий (Al, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Cr) методами импульсного лазерного осаждения, а также магнетронного распыления и гальванического осаждения хрома.

Показано, что методы лазерной модификации поверхности (закалка или оксидирование) позволяют повысить не только трибологические характеристики, но и коррозионную стойкость электролитического сплава циркония Э110 при высокотемпературном окислении до уровня стойкости губчатого сплава Э110 вследствие подавления очаговой коррозии.

Выявлено, что коррозионная стойкость оболочек твэлов с хромовыми покрытиями при температурах 1100°C и менее практически не зависит от метода их нанесения, а основным критерием повышения коррозионной стойкости оболочек из электролитического циркониевого сплава Э110 с покрытием на воздухе при температуре 1100°C является толщина покрытия, которая должна быть более 6 мкм. Однако метод нанесения покрытия оказывает значительное влияние на их адгезию, при этом наибольшей величиной адгезии обладают покрытия, полученные методами поатомного осаждения и характеризующиеся сплошной однородной структурой.

V.M. BORISOV<sup>1</sup>, V.N. TROFIMOV<sup>1</sup>, V.A. KUZMENKO<sup>1</sup>,  
A.YU. SAPOZHKOV<sup>1</sup>, A.A. YAKUSHKIN<sup>1,2</sup>, V.L. YAKUSHIN<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>AS "SRC RF TRINITY", Troitsk, RF; <sup>2</sup>NRNU «MEPhI», Moscow, RF  
[Yakushkin.aa@gmail.com](mailto:Yakushkin.aa@gmail.com)

## **ABOUT CAPABILITIES TO IMPROVE CORROSION RESISTANCE OF ZIRCONIUM ALLOY E110**

The accident at the Fukushima nuclear power plant showed a particular danger of the steam-zirconium reaction and became the reason for the development of technologies to increase the resistance of the zirconium fuel cladding in the event Loss-of-Coolant Accident (LOCA). In the world nuclear community there was a term «Accident Tolerant Fuel» (ATF), namely, fuel, which ensures the safety of operation of the nuclear reactor, even with a significant increase in the temperature of fuel cladding. The realization of the program for the creation of ATF is more focused on the development of corrosion-resistant protective coatings, which, with minimal impact on fuel enrichment, fuel cladding geometry and neutron-physical parameters of the nuclear reactor core, can almost completely suppress the formation of an explosive hydrogen mixture in the case loss-of-coolant accident.

The report presents the results of studies of methods for increasing the corrosion resistance of fuel cladding shells made of zirconium alloys made by SRC RF TRINITY using laser quenching and laser oxidation of the surface and coating (Al, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Cr) by methods of pulsed laser deposition, magnetron sputtering and galvanic deposition of chromium.

It is shown that laser surface modification methods (quenching and oxidation) can increase not only the tribological characteristics but also the corrosion resistance of the electrolytic zirconium alloy E110 under high-temperature oxidation to the level of resistance of the sponge alloy E110 due to the suppression of focal corrosion.

It was found that the corrosion resistance of fuel claddings with chromium coatings at temperatures of 1100°C and less practically does not depend on the method of their application, and the main criterion for increasing the corrosion resistance of coated electrolytic zirconium alloy E110 in air at 1100°C is the thickness coating, which should be more than 6 microns.

А.В. ТЕНИШЕВ<sup>1</sup>, Д.П. ШОРНИКОВ<sup>1</sup>, С.Н. НИКИТИН<sup>1</sup>,  
М.Е. МАТВЕНОВ<sup>2</sup>, И.С. ТИМОШИН<sup>2</sup>

<sup>1</sup>НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

<sup>2</sup>ПАО «МСЗ», г. Электросталь, Россия

[D.P.Shornikov@Mail.Ru](mailto:D.P.Shornikov@Mail.Ru)

## ВЫЯВЛЕНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ СПЕКАНИЯ ОКСИДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Диоксид урана является основным видом ядерного топлива коммерческих реакторов типа ВВЭР, PWR, РБМК и БН. Изготовление керамического ядерного топлива базируется на традиционной порошковой технологии, которая заключается в прессовании порошка диоксида в компакт и последующем его спекании при температуре более 1700 °С. Повышение физико-химических и технологических свойств диоксида урана идет по пути введения в него различных легирующих добавок (активаторов спекания, порообразователей, выгорающих поглотителей нейтронов и т.п.). При этом, намечена тенденция к переходу на «сухие» методы фабрикации, т.е. отказ от жидких смазок и пластификаторов, введение легирующих добавок не через раствор, а путем смешения в твердой фазе, более того акцент делается на использования порошка диоксида урана, полученного через восстановительный пирогидролиз или газопламенную конверсию, а не через «водную» химию. Такой подход позволяет уменьшать количество жидких радиоактивных отходов и повысить ядерную безопасность производства, однако при этом усложняется технология прессования и спекания. Физико-химические особенности диоксида урана, а также достаточно сложный состав приводят к появлению ряда технологических проблем при производстве оксидного топлива, которые проявляются в трудностях при прогнозировании свойств конечного изделия, увеличении количества брака и т.п. В этой связи, в настоящей работе проведен обзор основных технологических стадий изготовления топливных таблеток, которые применяют на современных заводах, выделены критические стадии, к которым относятся: тип используемого порошка АДУ, СК; стадия прессования; стадия спекания. Обзор подкреплен экспериментами с порошками и таблетками  $UO_2$ .

Показано, что тип исходного порошка оказывает влияние на плотность конечной таблетки, однако зависимость сложная. Из анализа морфологии частиц порошков  $UO_2$  следует, что размеры частиц порошков АДУ и СК близки. При этом частицы обоих порошков состоят из кристаллитов, размеры которых также близки и составляют около 200-300 нм. Однако, следует отметить, что площадь свободной поверхности порошка АДУ больше, по сравнению с порошком СК, указанный факт будет приводить к более лучшей спекаемости порошка АДУ.

Стадия прессования также оказывает важное влияние на конечную плотность таблетки. Анализ прессуемости порошков АДУ и СК показал, что кривые прессования практически идентичны для обоих типов порошков. Помол порошка от крупного (10 мкм) до мелкого (400 нм) среднего размера частиц слабо влияет на ход кривых прессования. С ростом давления прессования конечная плотность возрастает. При этом скорость прессования не влияет на конечную плотность, но с увеличением диаметра пресс-формы плотность возрастает за счет снижения силы трения.

Показано, что стадия спекания оказывает важно влияние на конечные свойства спеченных таблеток. Проведенные эксперименты по спеканию на dilatометре при скоростях нагрева 4, 6, 8, 15 и 20 °С/мин с определением величины усадки и конечной плотности спеченных таблеток показали, что повышение давления прессования приводит к увеличению конечной плотности. Кинетика усадки зависит как от давления прессования, так и от скорости нагрева компакта. Нагрев с высокой скоростью (15 и более °С/мин) приводит к небольшому снижению (2-4 %) конечной плотности.

В заключении следует отметить, что уплотнение, а, следовательно, и микроструктура конечной таблетки будет определяться размером частиц порошков, давлением прессования, скоростью нагрева, а также максимальной температурой спекания и длительностью выдержки при данной температуре, что связано с механизмами пластической деформации и диффузионного массопереноса. Увеличение скорости нагрева приводит к уменьшению вклада диффузионного массопереноса при равных температурах, а также к увеличению температуры начала усадки. Сделан вывод, что для каждого порошка необходим подбор своих оптимальных значений указанных выше параметров.

"Представленная работа проводилась при поддержке Государственного задания Минобрнауки РФ (Проект 11.2594.2017/4.6)".

A.V. TENISHEV<sup>1</sup>, D.P. SHORNIKOV<sup>1</sup>, S.N. NIKITIN<sup>1</sup>,  
M.E. MATVENOV<sup>2</sup>, I.S. TIMOSHIN<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*Elektrostal Machine-Building Plant, Elektrostal, Moscow region*

[d.p.shornikov@mail.ru](mailto:d.p.shornikov@mail.ru)

## **DETERMINATION OF THE SINTERING REGULARITIES OF OXIDE NUCLEAR FUEL**

Uranium dioxide is the main type of nuclear fuel of commercial reactors: WWER, PWR, RBMK and FR. The production of ceramic nuclear fuel is based on the traditional powder technology, which consists in pressing the powder of dioxide in a compact and then sintering it at a temperature of more than 1700 °C. The increase in physical, chemical and technological properties of uranium dioxide proceeds along the way of introducing various alloying additives (sintering activators, blowing agents, burn-out neutron absorbers, etc.). At the same time, there is a tendency to switch to "dry" methods of fabrication, i.e. refusal of liquid lubricants and plasticizers, introduction of alloying additives not through the solution but by mixing in a solid phase, moreover, the emphasis is on the use of uranium dioxide powder obtained through reduction pyrohydrolysis or gas-flame conversion, rather than through "aqueous" chemistry. This approach allows to reduce the amount of liquid radioactive waste and to increase the nuclear safety of production, but at the same time the technology of pressing and sintering is complicated. Physical and chemical properties of the uranium dioxide, and a rather complicated structure lead to a number of technological problems in the manufacture of oxide fuel that are manifested in difficulties in predicting the properties of the final product, increasing the number of rejects, etc. In this way, in this work we review the main technological stages of manufacturing fuel pellets, which are used in modern plants, critical stages are identified, which include: the type of powder used: ADU and SC; the pressing stage; sintering stage. The review is supported by experiments with UO<sub>2</sub> powders and tablets.

It is shown that the type of the initial powder affects the density of the final tablet, but the dependence is complex. From the analysis of the particles morphology of UO<sub>2</sub> powders, it follows that the particle sizes of the ADU and SC powders are close. At the same time, the particles of both powders consist of crystallites whose dimensions are also close to 200-300 nm. However, it should be noted that the area of the free surface of the ADU powder is larger than that of the SC powder, this fact will lead to better sinterability of the ADU powder.

The pressing step also has an important influence on the final density of the sample. Analysis of the compressibility of ADU and SC powders showed that the compression curves are almost identical for both types of powders. Milling

the powder from the coarse (10  $\mu\text{m}$ ) to fine (400 nm) average particle size has little effect on the course of the pressing curves. As the pressing pressure increases, the final density increases. At the same time, the pressing rate does not affect the final density, but as the diameter of the mold increases, the density increases due to a decrease in the frictional force.

It is shown that the sintering step has an important influence on the final properties of the sintered sample. The conducted experiments on sintering with a dilatometer at heating rates of 4, 6, 8, 15 and 20  $^{\circ}\text{C}/\text{min}$  with determination of shrinkage value and final density of sintered samples showed that increasing the pressing pressure leads to an increase in the final density. The shrinkage kinetics depends both on the pressing pressure and on the rate of heating of the compact. Heating with high rate (15 and more  $^{\circ}\text{C}/\text{min}$ ) leads to a slight decrease (2-4%) of the final density.

In conclusion, it should be noted that the compaction, and therefore the microstructure of the final tablet, will be determined by the particle size of the powders, the pressing pressure, the heating rate, and the maximum sintering temperature and the holding time at this temperature, which is related to the mechanisms of plastic deformation and diffusion mass transfer. An increase in the heating rate leads to a decrease in the contribution of diffusion mass transfer at equal temperatures, and also to an increase in the temperature of the beginning of shrinkage. It is concluded that for each powder it is necessary to select its optimal values for the above parameters.

"The presented work was supported by The Ministry of Education and Science of the Russian Federation (Project 11.2594.2017/4.6)".

В.Ю. ГОЛЬЦЕВ, А.В. ОСИНЦЕВ, А.С. ПЛОТНИКОВ  
*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[gyy587@gmail.com](mailto:gyy587@gmail.com)

## **РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПО СХЕМЕ «БРАЗИЛЬСКОГО ТЕСТА»**

Исследуется возможность испытаний таблеток ядерного топлива, нагружаемых по схеме «бразильского теста» (сжатие цилиндрического образца в диаметральной плоскости), для определения прочности материала на растяжение. Методом конечных элементов с применением программного комплекса ANSYS получены зависимости напряжений от отношения высоты цилиндра к его диаметру в различных точках сплошного цилиндрического образца. Показано, что максимальные растягивающие напряжения возникают на торцевой поверхности образца, на оси его нагружения, и являются самыми большими растягивающими напряжениями, исключая контактную зону. Вдоль оси цилиндра действуют напряжения, хорошо совпадающие с величиной, определяемой по формуле, применяемой в стандарте ASTM D3967. Отмечено хорошее соответствие максимальных растягивающих напряжений с результатом испытания графитовых образцов, а средних напряжений на оси – с результатом испытания чугуновых образцов. Отличие топливных таблеток от рассмотренных сплошных цилиндрических образцов заключается в том, что в них присутствует центральное отверстие, предназначенное для отвода образующихся при работе реактора газов. Распределение напряжений в образце с малым отверстием аналогично для образца без отверстия с возмущениями, внесенными отверстием как концентратором напряжений. Нормированные значения максимальных первых главных напряжений для образца с отверстием значительно превышают значения для образца без отверстия и локализуются на контуре отверстия. Распределения деформаций точек торцевой поверхности сплошного чугунового образца и образца с центральным отверстием на всех стадиях нагружения, полученные с помощью метода цифровой корреляции изображений, хорошо согласуются с результатами расчетного анализа. Приведены результаты испытания топливных таблеток диоксида урана, практически совпадающие по характеру разрушения и прочности с графитовыми образцами. Предложена формула для расчета прочности на разрыв материала топливных таблеток.



Y. V. GOLTSEV, A. V. OSINTSEV, A. S. PLOTNIKOV  
*National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia*  
[gvv587@gmail.com](mailto:gvv587@gmail.com)

## **DESIGN ANALYSIS TEST SAMPLE NUCLEAR FUEL ACCORDING TO THE SCHEME “BRAZILIAN TEST”**

The possibility of testing nuclear fuel tablets loaded according to the "Brazilian test" scheme (compression of a cylindrical specimen in the diametrical plane) to determine the tensile strength of the material is investigated. The dependence of stresses on the ratio of the cylinder height to its diameter at different points of a solid cylindrical specimen is obtained by the finite element method using the ANSYS software package. It is shown that the maximum tensile stresses occur on the end surface of the specimen, on the axis of its loading, and are the largest tensile stresses, excluding the contact zone. Along the axis of the cylinder are stresses that coincide well with the value determined by the formula used in the standard ASTM D3967. A good correspondence of the maximum tensile stresses with the result of testing of graphite specimens, and the average stresses on the axis – with the result of testing of cast iron specimens. The difference between the fuel tablets from the considered solid cylindrical specimens is that they have a central hole designed to remove the gases formed during the operation of the reactor. The stress distribution in a specimen with a small hole is similar for a specimen without a hole with perturbations introduced by the hole as a stress concentrator. Normalized values of the maximum first main stresses for a specimen with a hole significantly exceed the values for a specimen without a hole and are localized on the hole contour. Distributions of strain points of the end surface of a solid cast iron specimen and a specimen with a central hole at all stages of loading, obtained by the method of digital image correlation, are in good agreement with the results of the calculated analysis. The results of testing of fuel tablets of uranium dioxide, almost identical in nature of destruction and strength with graphite specimens. The formula for calculation of tensile strength of the material of the fuel tablets is proposed.

А.Е. КАРПЕЕВА<sup>1</sup>, И.С. ТИМОШИН<sup>1</sup>, Д.С. ПАХОМОВ<sup>1</sup>,  
Е.Н. МИХЕЕВ<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ПАО «Машиностроительный завод», г. Электросталь, Россия

<sup>2</sup>АО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

[karpeevaanastasiya@gmail.com](mailto:karpeevaanastasiya@gmail.com)

## **УРАН-ГАДОЛИНИЕВОЕ ТОПЛИВО С ВЫСОКИМ СОДЕРЖАНИЕМ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ**

Применение гадолиния в качестве интегрированного выгорающего поглотителя обуславливается его уникальными свойствами, связанными с высокими сечением поглощения нейтронов и скоростью выгорания, близкой (при оптимальной концентрации) к скорости выгорания  $U^{235}$ . Эти свойства в сочетании с хорошей совместимостью с  $UO_2$  и тем, что при его облучении не возникают дочерние продукты с высоким сечением захвата тепловых нейтронов, делают гадолиний идеальным выгорающим поглотителем.

Благодаря применению выгорающего поглотителя в виде оксида гадолиния достигается существенный рост выгорания топлива, увеличение длительности топливного цикла.

Для увеличения интервалов между перегрузками более 18 месяцев целесообразно в топливных циклах использовать уран-гадолиНИЕВЫЕ таблетки (УГТ) с высоким содержанием выгорающего поглотителя (8.00-12.00%мас  $Gd_2O_3$ ).

В настоящее время недостаточно информации о сравнительном анализе основных свойств УГТ с высоким содержанием гадолиния в зависимости от параметров исходного порошка  $UO_2$ . Чаще в информационных источниках приводятся данные о возможности изготовления УГТ с высоким содержанием выгорающего поглотителя и влиянии одного из технологических параметров изготовления на свойства топливных таблеток. Поэтому в работе проведены исследования по сравнению основных технологических свойств УГТ с содержанием 10.00%мас.  $Gd_2O_3$ , где в качестве исходного порошка  $UO_2$  использовался порошок, полученный путем переработки  $UF_6$  методом восстановительного пирогидролиза («сухая» конверсия) и полученный гидролизно-экстракционным методом (ADU-процесс).

A. KARPEEVA<sup>1</sup>, I. TIMOSHIN<sup>1</sup>, D. PAKHOMOV<sup>1</sup>,  
E. MIKHEEV<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*PJSC «Mashinostroitelny Zavod», Elektrostal, Russia*

<sup>2</sup>*JSC «VNIIMN», Moscow, Russia*

[karpeevaanastasiya@gmail.com](mailto:karpeevaanastasiya@gmail.com)

## **URANIUM-GADOLINIUM FUEL WITH HIGH CONTENT OF BURNABLE ABSORBER**

Gadolinium is applied as integrated burnable absorber due to its unique properties related to high neutron absorption cross-section and burnup speed close to (at proper concentration)  $U^{235}$  burnup speed. These properties combined with good compatibility with  $UO_2$  and absence of fission products with high thermal neutron capture cross-section during Gd irradiation make gadolinium the ultimate burnable absorber.

Significant increase in fuel burnup and fuel cycle length is achieved with gadolinium oxide burnable absorber.

To increase reload intervals over 18 months it is sustainable to use in fuel cycles UGd pellets with high content of burnable absorber (8.00-12.00 %mass  $Gd_2O_3$ ).

To date there is not enough data on comparative analysis of key characteristics of UGd pellets with high Gd content dependent on source  $UO_2$  powder parameters. It is common when the media informs that UGd pellets with high burnable absorber content can be manufactured and that one of process parameters impacts fuel pellet characteristics. That is why this study demonstrates investigation results aimed to compare key process characteristics of UGd pellets with  $Gd_2O_3$  10.00 %mass, where source  $UO_2$  powder was obtained by  $UF_6$  re-processing by reductive pyrohydrolysis (dry conversion) and by method of hydrolytic extraction (ADU-process).

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, О.О. ЗАБУСОВ<sup>1,2</sup>, А.С. ФРОЛОВ<sup>1</sup>, Д.А. МАЛЬЦЕВ<sup>1</sup>, Е.В. КРИКУН<sup>1</sup>, А.С. БРАГИН<sup>1,2</sup>, Д.В. САФОНОВ<sup>1</sup>, Р.А. КУРСКИЙ<sup>1</sup>, А.В. РОЖКОВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Россия

## **ФОРМИРОВАНИЕ СТРУКТУРЫ ГИДРИДОВ В ОБРАЗЦАХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА ЦИРКОНИЯ**

В оболочках тепловыделяющих элементов реакторов ВВЭР-1000 на основе сплава Э110 в процессе эксплуатации, а также в процессе длительного хранения наблюдается образование гидридных фаз, что приводит к деградации механических свойств циркониевых оболочек твэлов. Источником водорода является газ, освобождающийся при взаимодействии с водным теплоносителем. Дополнительными факторами, оказывающими влияние на процесс поглощения водорода и формирование структуры гидридов, являются высокая температура и напряжения в оболочке.

Наибольшее охрупчивание вызывают пластинчатые гидридные выделения, ориентированные перпендикулярно направлению действия растягивающих напряжений. В случае труб под давлением опасны, прежде всего, гидриды, ориентированные радиально.

В данной работе проведены микроструктурные исследования с использованием просвечивающей и растровой электронной микроскопии образцов твэлов реактора ВВЭР-1000 в исходном состоянии, после наводораживания до 100 ppm и 200 ppm, а также после различных изотермических выдержек при окружных нагрузках до 100 МПа.

Показана зависимость коэффициента переориентации гидридов от приложенных аксиальных напряжений и длительности изотермических выдержек.

E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, O.O. ZABUSOV<sup>1,2</sup>, A.S. FROLOV<sup>1</sup>,  
D.A. MALTSEV<sup>1</sup>, E.V. KRIKUN<sup>1</sup>, A.S. BRAGIN<sup>1,2</sup>, D.V.  
SAFONOV<sup>1</sup>, R.A.KURSKIY<sup>1</sup>, A.V. ROZHKOV<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

<sup>2</sup>National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russia

## **HYDRIDES STRUCTURE FORMATION IN ZIRCONIUM ALLOY CLADDING TUBES**

Zirconium hydride phases are forming in Zr-1% Nb alloy cladding under irradiation in VVER-1000 nuclear reactors and long-term storage conditions. Hydride phases cause mechanical properties degradation of zirconium cladding. Hydrogen forms during oxidation of the cladding in water coolant. Additional factors such as high temperature and stresses in the cladding affect processes of hydrogen absorption and hydrides structure formation.

The most severe embrittlement is caused by hydride platelets with orientation perpendicular to applied tensile stresses. Radial orientated hydrides are dangerous in fuel cladding tubes under pressure.

In the present work microstructural characterization of Zr-1% Nb cladding samples using transmission and scanning electron microscopy were performed. Cladding tube samples in initial state, after hydrogen charging up to 100 and 200 wppm, and also after various isothermal annealing under hoop tensile stress up to 100 MPa were investigated.

Dependence of hydrides reorientation coefficient on applied hoop stress and isothermal annealing duration is shown.

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, А.Д. ЕРАК<sup>1</sup>

<sup>1</sup> *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,  
Москва, Россия*

<sup>2</sup> *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,  
Москва, Россия*

[evgenia-orm@yandex.ru](mailto:evgenia-orm@yandex.ru)

## **ФРАКТОГРАФИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КАК МЕТОД ИЗУЧЕНИЯ МЕХАНИЗМОВ РАДИАЦИОННОГО ОХРУПЧИВАНИЯ СТАЛЕЙ**

Исследование радиационного и термического охрупчивания сталей в настоящее время не представляется возможным без применения современных электронно-микроскопических методов исследования. Такие методы позволяют выявлять механизмы радиационного или термического охрупчивания, оценивать степень охрупчивания, а также вклад тех или иных механизмов в изменение механических свойств стали.

Фрактографические исследования проводят для образцов, испытанных на ударный изгиб, вязкость разрушения и одноосное растяжение. Анализ изломов таких образцов позволяет выявить тип разрушения, который является приоритетным, а также понять с какими структурными превращениями связан данный характер разрушения.

Анализ образцов, испытанных на ударный изгиб позволяет оценить долю хрупкого межзеренного разрушения в изломах образцов. Данная характеристика зависит от степени радиационного/термического охрупчивания стали и показывает, как диффузия примесей к границам зерен/других фаз, ослабляющая их когезивную прочность, влияет на сдвиг температуры вязко-хрупкого перехода в область больших температур.

Фрактографические исследования образцов, испытанных на вязкость разрушения, характеризуются другим структурным параметром, связанным с источниками зарождения первичной микротрещины в образце – лидерами (неметаллические включения и/или структурные границы). Соотношение лидеров, а также связь структурного параметра – расстояния от лидера до вершины усталостной трещины с механическими параметрами стали, показывают степень радиационного/термического охрупчивания стали.

Для определения прочности лидеров проводят исследования цилиндрических образцов с кольцевым надрезом, испытанных на одноосное растяжение. Совместно с конечно-элементным моделированием данные исследования помогают установить, как меняется прочность лидеров в стали под воздействием эксплуатационных факторов.

E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, ERAK A.D<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*National Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russia*  
[evgenia-orm@yandex.ru](mailto:evgenia-orm@yandex.ru)

## **FRACTOGRAPHIC ANALYSIS AS A METHODE TO STUDY RADIATION EMBRITTLEMENT MECHANISMS OF STEELS**

Investigations of radiation and thermal embrittlement of steels at the present time is impossible without applying modern electron-microscopic investigation methods. Such methods allow to reveal mechanisms of radiation and thermal embrittlement, to evaluate embrittlement degree and contribution of different mechanisms to change in mechanical properties.

Fractographic analysis of tested samples is generally made for following mechanical tests: impact bending, fracture toughness and uniaxial tension. Fracture surface analysis of such samples allows to identify which fracture mode is priority and also to understand what structural transformations (occur under irradiation and influence of high temperatures) are responsible for such fracture behavior.

An analysis of samples after impact bending tests allows to estimate intergranular fracture share in the samples fracture surfaces. This parameter depends on degree of radiation/thermal embrittlement of steel and shows how diffusion of impurities to grain (or other phases) boundaries under irradiation and high temperatures, that reduce it cohesive strength, influence shift of ductile-to-brittle transition temperature to the higher temperature range.

Fractographic studies of samples after fracture toughness tests are characterized by other structural parameter linked with the nucleation of an initial microcrack at origins (no-metallic inclusions and structural boundaries). Origin types ratio and correlation of structural parameter: distance from the origin to the tip of grown fatigue crack, with the mechanical parameters of steel, show the degree of radiation/thermal embrittlement of steel.

To determine origin toughness investigations of cylindrical samples with the round notch after uniaxial static tension tests are made additionally. In combination with finite-element modeling such investigations help to establish how origin toughness changes in steel under influence of operational factors.

К.Е. ПРИХОДЬКО<sup>1,2</sup>, Б.А. ГУРОВИЧ<sup>1</sup>, М.М. ДЕМЕНТЬЕВА<sup>1</sup>,  
Д.А. КОМАРОВ<sup>1</sup>, Л.В. КУТУЗОВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,  
Москва, Россия*

<sup>2</sup>*Научно исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва,  
Россия*

[dementyeva\\_mm@nrcki.ru](mailto:dementyeva_mm@nrcki.ru)

## **РАДИАЦИОННАЯ ПРИРОДА ПРОЦЕССОВ СЕЛЕКТИВНОГО ИЗМЕНЕНИЯ АТОМНОГО СОСТАВА МАТЕРИАЛОВ ПОД ДЕЙСТВИЕМ ИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ**

Направленное изменение состава и свойств тонкопленочных материалов под действием ионного облучения является перспективным с точки зрения создания функциональных наноразмерных элементов различного назначения.

В работе методами аналитической просвечивающей электронной микроскопии впервые продемонстрирован немонотонный характер восстановления оксида вольфрама по глубине мишени под действием протонного облучения. Установлено, что профиль преимущественного восстановления соответствует профилю дефектообразования по глубине.

В работе также выполнены исследования протекания процесса селективного замещения атомов по глубине образца в тонкопленочном сверхпроводящем нитриде ниобия в процессе его радиационно-индуцированного преобразования в металлическую фазу, используемую для создания криогенных сопротивлений, под действием смешанного ионного облучения. Профили распределения элементов по глубине имеют немонотонный характер с характерным максимумом по концентрации атомов кислорода, замещающих атомы азота. Что в свою очередь является подтверждением радиационной природы процессов селективного замещения атомов.

Для построения профиля распределения элементов по глубине использован метод обработки спектров энергетических потерь электронов, полученных в режиме трансмиссионного сканирования (ПРЭМ). Образцы поперечных срезов вырезаны с использованием установки со сфокусированным ионным пучком непосредственно из создаваемых микро- и наноразмерных функциональных элементов.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский институт» (приказ от 09.07.2018 №1639).



K.E. PRIKHODKO<sup>1,2</sup>, B.A. GUROVICH<sup>1</sup>, M.M. DEMENTYEVA<sup>1</sup>,  
D.A. KOMAROV<sup>1</sup>, L.V. KUTUZOV<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*National Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russia*  
[dementyeva\\_mm@nrcki.ru](mailto:dementyeva_mm@nrcki.ru)

## **RADIATION NATURE OF SELECTIVE CHANGES OF ATOMIC COMPOSITION IN MATERIALS UNDER ION BEAM IRRADIATION**

The directional change of thin-film materials composition and properties under ion beam irradiation at low energies is innovative to produce functional nanoelements for various purposes.

For the first time in this work non-monotonic trend of tungsten oxide recovering with target depth under proton irradiation was shown using analytical transmission electron microscopy. It was established that the preferential recovery profile corresponds to the profile of ion beam induced defect formation in depth.

The studies of selective displacement of atoms were also carried out in depth of superconducting niobium nitride thin films during its radiation-induced transformation to a metal state. The last one is used to create cryogenic resistances under mixed ion beam irradiation. The elements distribution profiles in depth were nonmonotonic in trend with a characteristic maximum of oxygen atoms concentration which were replacing nitrogen atoms. This, in turn, was a confirmation of the radiation nature of the selective displacement of atoms.

The elements distribution profiles in depth of irradiation samples were obtained from electron energy loss spectra recorded in STEM mode on transmission electron microscope. Cross section samples were cut out using focused ion beam (FIB) technique directly from micro- and nano-sized functional elements.

This work was supported by the NRC "Kurchatov Institute" (Order No. 1639, 09.07.2018).

М.Д. САВЕЛЬЕВ, Б.А. ТАРАСОВ, Д.П. ШОРНИКОВ

НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## КОРРОЗИОННОЕ РАСТРЕСКИВАНИЕ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ ФЕРРИТНЫХ СТАЛЕЙ С НИЗКИМ СОДЕРЖАНИЕМ ХРОМА

В настоящий момент в мире ведутся исследования сплавов системы Fe-Cr-Al для применения их в качестве оболочек твэлов ядерных реакторов. Содержание хрома в данных сталях колеблется от 10 до 20 мас.%, содержание алюминия от 3 до 5 мас.%. Благодаря своей высокой коррозионной стойкости стали данного класса могут найти свое применение в качестве оболочек твэлов реакторов типа ВВЭР, что позволит избежать па-ро-циркониевой реакции в случае запроектных аварий.

Ранее авторами было установлено, что сплавы состава Fe-5%Cr-5%(Al+Si) имеют высокую коррозионную стойкость [1] и не подвержены явлению распада твёрдого раствора [2], однако одним из основных требований к материалу оболочек твэлов водо-водяных реакторов является стойкость к коррозионному растрескиванию под напряжением в средах, содержащих хлориды.

Целью данной работы является определение чувствительности сплавов на основе Fe-Cr-Al-Si к коррозионному растрескиванию под напряжением в насыщенном водном растворе  $MgCl_2$  при температуре 140 °С

В данной работе рассмотрены сплавы, содержащие 5 мас.% Cr, 5 мас.% (Al+Si) и дополнительно легированные для повышения комплекса свойств Nb, Ti, Mo, В и Y. Испытаны образцы как после холодной деформации на 40%, так и после деформации и отжига при 650 °С.

В результате проведенных экспериментов установлено, что изученные сплавы не подвержены коррозионному растрескиванию под напряжением в течение не менее 100 часов в кипящем насыщенном растворе  $MgCl_2$ .

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРНЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Tarasov B., Savelyev M., Shornikov D. (2017). "Corrosion resistance of Fe-Cr-Al-Si alloys with low chromium content". *KnE Materials Science*.
2. Tarasov B., Osintsev A., Savelyev M., Kononov I., Tarasova M. (2017). "Short-term mechanical properties of Fe-Cr-Al-Si alloys". *KnE Materials Science*.

M.D. SAVELYEV, B.A. TARASOV, D.P. SHORNIKOV  
NRNU MEPhI, Moscow, Russia  
[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## **CORROSION CRACKING UNDER STRESS OF FERRITIC STEELS WITH LOW CHROMIUM CONTENT**

At the moment, alloys of the Fe-Cr-Al system are being studied in the world for their application as fuel rod cladding for nuclear reactors. The chromium content in these steels ranges from 10 to 20% by weight, the aluminum content is from 3 to 5% by weight. Due to their high corrosion resistance, this class of steel can find its application as fuel rod cladding for PWR-type reactors, which will avoid a steam-zirconium reaction in the event of beyond design basis accidents.

Earlier, the authors found, that alloys of composition Fe-5% Cr-5% (Al + Si) have high corrosion resistance [1] and are not subject to decomposition of the solid solution [2], but one of the main requirements for the material of fuel rod cladding of water-cooled reactors is resistance to stress corrosion cracking in environment, containing chlorides.

The purpose of this work is to determine the sensitivity of Fe-Cr-Al-Si-based alloys to stress-corrosion cracking in a saturated aqueous solution of  $MgCl_2$  at a temperature of 140 °C

Alloys containing 5% by weight Cr, 5% by weight (Al + Si) and additionally doped to enhance the complex properties of Nb, Ti, Mo, B and Y are considered in this paper. The samples were tested after cold deformation by 40%, and after deformation and annealing at 650 °C.

As a result of the conducted experiments it was established, that the studied alloys are not subjected to stress-corrosion cracking for at least 100 hours in a boiling saturated solution of  $MgCl_2$ .

### REFERENCES

1. Tarasov B., Savelyev M., Shornikov D. (2017). "Corrosion resistance of Fe-Cr-Al-Si alloys with low chromium content". *KnE Materials Science*.
2. Tarasov B., Osintsev A., Savelyev M., Konovalov I., Tarasova M. (2017). "Short-term mechanical properties of Fe-Cr-Al-Si alloys". *KnE Materials Science*.

М.Д. САВЕЛЬЕВ, Б.А. ТАРАСОВ, Д.П. ШОРНИКОВ  
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия  
[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## СВАРИВАЕМОСТЬ ФЕРРИТНЫХ СТАЛЕЙ ТИПА $Fe_5Cr_5(Si,Al)$

Ранее авторами было установлено, что сплавы состава Fe-5%Cr-5%(Al+Si) имеют высокую коррозионную стойкость [1] и не подвержены явлению распада твёрдого раствора [2], однако одним из основных требований к материалу оболочек твэлов водо-водяных реакторов является свариваемость материала с сохранением свойств материала в сварном шве. При сварке ферритных сталей возможно как растрескивание шва, так и резкое охрупчивание шва и зоны термического влияния из-за катастрофического роста зерен.

Целью данной работы является оценка свариваемости сплавов на основе Fe-Cr-Al-Si и изучение прочностных характеристик сварочного соединения.

В данной работе рассмотрены сплавы, содержащие 5 мас.% Cr, 5 мас.% (Al+Si) и дополнительно легированные для повышения комплекса свойств Nb, Ti, Mo, В и Y. Образцы деформированные на 40% х.д., сваривались ручной аргоно-дуговой сваркой. После сварки образцы испытаны на загиб и на растяжение.

В результате проведенных экспериментов установлено, что изученные сплавы могут быть сварены аргоно-дуговой сваркой, с получением качественного ровного шва. Сварной шов обладает достаточно высокими пластическими характеристиками: минимальный угол загиба более 10 градусов, минимальное удлинение более 4%.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРНЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Tarasov B., Savelyev M., Shornikov D. (2017). "Corrosion resistance of Fe-Cr-Al-Si alloys with low chromium content". *KnE Materials Science*.
2. Tarasov B., Osintsev A., Savelyev M., Konovalov I., Tarasova M. (2017). "Short-term mechanical properties of Fe-Cr-Al-Si alloys". *KnE Materials Science*.

M.D. SAVELYEV, B.A. TARASOV, D.P. SHORNIKOV  
NRNU MEPhI, Moscow, Russia  
[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## WELDABILITY OF FERRITIC STEELS TYPE Fe5Cr5(Si, Al)

Earlier, the authors found, that alloys of composition Fe-5% Cr-5% (Al + Si) have high corrosion resistance [1] and are not subject to decomposition of the solid solution [2], however, one of the basic requirements for the material of fuel rod claddings of water-cooled reactors is the weldability of the material with the preservation of material properties in the weld. When welding ferritic steels, cracking of the seam and sharp embrittlement of the seam and the zone of thermal influence are possible because of the catastrophic growth of the grains.

The purpose of this paper is to evaluate the weldability of Fe-Cr-Al-Si-based alloys and to study the strength characteristics of the weld joint.

Alloys containing 5% by weight Cr, 5% by weight (Al + Si) and additionally doped to enhance the complex properties of Nb, Ti, Mo, B and Y are considered in this paper. Samples after cold deformation by 40%, were welded by manual argon-arc welding. Next to welding, the samples were tested for bending and stretching.

As a result of the conducted experiments it was established that the studied alloys can be welded by argon-arc welding, with obtaining a qualitative smooth weld. The welded seam has sufficiently high plastic characteristics: the minimum bending angle is more than 10 degrees, the minimum elongation is more than 4%.

### REFERENCES

1. Tarasov B., Savelyev M., Shornikov D. (2017). "Corrosion resistance of Fe-Cr-Al-Si alloys with low chromium content". *KnE Materials Science*.
2. Tarasov B., Osintsev A., Savelyev M., Konovalov I., Tarasova M. (2017). "Short-term mechanical properties of Fe-Cr-Al-Si alloys". *KnE Materials Science*.

С.Н. НИКИТИН, Д.П. ШОРНИКОВ, Б.А. ТАРАСОВ  
*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[mephi200809@yandex.ru](mailto:mephi200809@yandex.ru)

## **ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ МЕЖДУ U10Mo и V4Ti4Cr**

Одним из альтернативных решений проблемы взаимодействия урановых сплавов с коррозионнотойкими сталями является выбор материала оболочки не образующего эвтектику с ураном и топливными составляющими при высокой температуре. Таким материалом являются ванадиевые сплавы. Температура эвтектического равновесия для ванадия составляет 1040 °С с U и 625 °С с Pu [1]. Основная проблема использования V в качестве оболочки это недостаточная коррозионная стойкость в жидкометаллических теплоносителях реакторной чистоты. Данный аспект связан с наличием примесей в теплоносителе (кислород, азот), без данных примесей V является коррозионнотойким материалом [2].

В данной работе проведено исследование совместимости ванадиевых сплавов с уран-молибденовыми сплавами при температуре 900 °С.

Исследования показали, что при высокой температуре 900 °С в течении 11 часов отжига, слой взаимодействия между U10Mo и V4Ti4Cr составил не более десятков микрометров. При этом основное влияние на формирования диффузионной зоны оказывали примеси растворенные в ванадиевом сплаве.

### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРНЫХ ИСТОЧНИКОВ**

1. J. F. Smith, Phase Diagrams of Binary Vanadium Alloys, ASM, 1989
2. Никулин С. А., Вотинов С. Н., Рожнов А. Б., Ванадиевые сплавы для ядерной энергетики, Издатель: НИТУ МИСиС, 2014, 206

S. N. NIKITIN, D. P. SHORNIKOV, B. A. TARASOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[mephi200809@yandex.ru](mailto:mephi200809@yandex.ru)

## **INTERACTION BETWEEN U10Mo and V4Ti4Cr**

One of the alternative solutions to the problem of the interaction of uranium alloys with corrosion-resistant steels is the choice of shell material that does not form a eutectic with uranium and fuel components at high temperature. This material is vanadium alloys. The eutectic equilibrium temperature for vanadium is 1040 ° C with U and 625 ° C with Pu [1]. The main problem of using V as a shell is insufficient corrosion resistance in reactor-grade liquid metal coolants. This aspect is associated with the presence of impurities in the coolant (oxygen, nitrogen), without these impurities V is a corrosion-resistant material [2].

In this paper a study of vanadium alloys compatibility with uranium-molybdenum alloys at a temperature of 900 ° C.

Studies have shown that at a high temperature of 900 ° C for 11 hours of annealing, the interaction layer between U10Mo and V4Ti4Cr was no more than tens of micrometers. The main influence on the formation of the diffusion zone had impurities dissolved in the vanadium alloy

### **REFERENCES**

1. J. F. Smith, Phase Diagrams of Binary Vanadium Alloys, ASM, 1989
2. Nikulin S. A., Votinov S. N., Rozhnov A. B., Vanadium alloys for nuclear power, Publisher: NUST MISiS, 2014, 206

<sup>1</sup>Н.Я. БИКБЕРДИНА, <sup>2</sup>М.Ю. КОЖАНОВА, <sup>2</sup>А.А. КОЖАНОВ,  
<sup>3</sup>И.С. ГОЛУБЕНКО, <sup>1</sup>М.П. БОРОНЕНКО,  
<sup>1</sup>И.В. МИЛЮКОВА, <sup>1</sup>П.Ю. ГУЛЯЕВ

<sup>1</sup>*Югорский государственный университет, Ханты-Мансийск, Россия;*

<sup>2</sup>*Дмитровградский инженерно-технологический институт – филиал-  
НИЯУ МИФИ, Дмитровград, Россия;*

<sup>3</sup>*ООО Резонанс Плюс, Дмитровград, Россия*

[MarinaB7@yandex.ru](mailto:MarinaB7@yandex.ru)

## **ПОЛУЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОСТОЙКОГО СПЛАВА НА ОСНОВЕ СИСТЕМЫ Fe-Al-Cr-Ti-Mo**

В работе представлены результаты исследования воздействия потока электронов на полученный методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) продукт. До облучения многокомпонентная система является твердым раствором на основе  $\alpha$ -Fe с включениями непрореагировавшего оксида молибдена. Основная фаза имеет твердость  $H_c = 400$  МПа. Облучали потоком электронов с энергией 1,8 МэВ при температуре 293К на импульсном линейном ускорителе ИЛУ-6 в кислородной атмосфере. При поглощенной дозе 30Мрад заметно увеличивается количество мелких пор по границам зерен основной фазы твердого раствора и уменьшается размер самих кристаллитов. При поглощенной дозе 60Мрад увеличивается порообразование как вдоль границ, так и внутри кристаллитов. Так же увеличивается размер пор. Твердость образцов при этом не изменилась.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ в рамках научных проектов № 18-08-01475, № 18-41-22004 и проекта № 13-01-20/28 ВНИИ ЮГУ.



<sup>1</sup>N.Ya.BIKBERDINA, <sup>2</sup>M.YU. KOZHANOVA, <sup>2</sup>A.A. KOZHANOV,  
<sup>3</sup>I.S. GOLUBENKO, <sup>1</sup>M.P. BORONENKO,  
<sup>1</sup>I.V. MILYUKOVA, <sup>1</sup>P.YU. GULYAEV  
<sup>1</sup>*Yugra State University, Khanty-Mansiysk, Russia;* <sup>2</sup>*Dimitrovgrad Engineering  
and Technological Institute of the National Research Nuclear University  
MEPhI, Dimitrovgrad, Russia;*  
<sup>3</sup>*OOO Resonance Plus, Dimitrovgrad, Russia*  
[MarinaB7@yandex.ru](mailto:MarinaB7@yandex.ru)

## **OBTAINING A RADIATION-RESISTANT ALLOY BASED ON THE SYSTEM Fe-Al-Cr-Ti-Mo**

The paper presents the results of the study of the effect of the electron flux on the product obtained by the method of self-propagating high-temperature synthesis (SHS). Before irradiation, the multicomponent system is a solid solution based on  $\alpha$ -Fe with inclusions of unreacted molybdenum oxide. The main phase has a hardness of  $H_{\mu} = 400$  MPa. They were irradiated with a flux of electrons with an energy of 1.8 MeV at a temperature of 293 K on a pulsed linear accelerator ILU-6 in an oxygen atmosphere. With an absorbed dose of 30Mrad, the number of fine pores along the grain boundaries of the main phase of the solid solution noticeably increases and the size of the crystallites themselves decreases. With the absorbed dose of 60 Mrad, pore formation increases both along the boundaries and inside the crystallites. The pore size also increases. The hardness of the samples has not changed.

This work was supported by the Russian Foundation for Basic Research in the framework of research projects No. 18-08-01475, No. 18-41-22004 and Project No. 13-01-20 / 28 Leading Scientific School of Yugra State University.

С.О. АКАЕВ<sup>1</sup>, А.С. ДИКОВ<sup>1,2</sup>, Л.А. ДИКОВА<sup>1</sup>, С.Б. КИСЛИЦИН<sup>1,2</sup>,  
А.С. ЛАРИОНОВ<sup>1</sup>, Д.А. САТПАЕВ<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>*ИЯФ РК, г. Алматы, Республика Казахстан*  
<sup>2</sup>*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[lexa\\_edji@mail.ru](mailto:lexa_edji@mail.ru)

## **ИЗУЧЕНИЕ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ВЕО ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В КАЧЕСТВЕ НЕЙТРОННОГО ОТРАЖАТЕЛЯ**

Проведены измерения коэффициента линейного температурного расширения (КЛТР) и механические испытания образцов ВеО разных марок, предназначенных для использования в качестве отражателя нейтронов реактора ИГР с низкообогащенным топливом. КЛТР измерялся на образцах ВеО имеющих форму куба с размером грани 5 мм. Испытания проводились по трем направлениям, соответствующим осям симметрии куба. Показано, что температурное расширение различно по трем направлениям.

Наряду с измерениями КЛТР проводились испытания на изгиб при температурах 24 и 1000 °С. Низкотемпературные испытания показали, что на диаграмме наблюдается резкий рост напряжения, заканчивающийся разрушением образца. Диаграмма испытаний при 1000 °С кардинально отличается от диаграммы при низкотемпературных испытаниях - наблюдаются «площадка текучести», за которой следует резкий рост напряжений приводящий к разрушению образца. Установлено, что характер разрушения образцов при низкотемпературных испытанных – хрупкий, в то время как при 1000 – смешанный. В области растягивающих напряжений – хрупкий, в области сжимающих напряжений – хрупко-вязкий.

S.O. AKAEV<sup>1</sup>, A.S. DIKOV<sup>1,2</sup>, L.A. DIKOVA<sup>1</sup>, S.B. KISLITSIN<sup>1,2</sup>,  
A.S. LARIONOV<sup>1</sup>, D.A. SATPAEV<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*INP RK, Almaty, Republic of Kazakhstan*

<sup>2</sup>*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*

[lexa\\_edji@mail.ru](mailto:lexa_edji@mail.ru)

## **STUDY OF PHYSICAL AND MECHANICAL OF BeO FOR USE AS A NEUTRON REFLECTOR**

Measurements of the linear thermal expansion coefficient (CTE) and a mechanical properties of various grades BeO samples intended for use as neutron reflector of IGR reactor with low-enriched uranium fuel were made. CLTE was measured on cube-shaped BeO samples with a face size of 5 mm. Tests were performed in three directions, the respective to the axes of symmetry of the cube. It is shown that the thermal expansion is different in all three directions.

Along with CLTE measurements, were performed bending tests at temperatures of 24 and 1000 °C. Low-temperature tests showed that in the diagram is observed the abrupt increase in strain, leading to the destruction of the sample. The test diagram at 1000 °C is in principle different from the test diagram for low-temperature tests. Is observed are “plastic fluidity areas” followed by the sharp increase in strain leading to the destruction of the sample. It is established that the character of the destruction of samples at low-temperature tested is brittle, while at 1000 °C the mixed character of destruction is observe. In the area of tensile strain the brittle destruction take place while in compression region the brittle - ductile destruction.

С.О. АКАЕВ<sup>1</sup>, А.С. ДИКОВ<sup>1,2</sup>, Л.А. ДИКОВА<sup>1</sup>, С.Б.  
КИСЛИЦИН<sup>1,2</sup>, В.В. ФИРСОВА<sup>1</sup>, И.И. ЧЕРНОВ<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ИЯФ РК, г. Алматы, Республика Казахстан

<sup>2</sup>НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

[lexa\\_edji@mail.ru](mailto:lexa_edji@mail.ru)

## ИЗУЧЕНИЕ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ УРАН- ГРАФИТОВОГО ТОПЛИВА С РАЗЛИЧНЫМ ОБОГАЩЕНИЕМ

Приведены результаты измерений коэффициента линейного температурного расширения (КЛТР) и механических испытаний на сжатие и изгиб образцов уран-графитового топлива с обогащением: 90% – высокообогащенное (ВОУ) и 19,75% – низкообогащенное (НОУ). Процесс разрушения при испытаниях на сжатии протекает поэтапно. При разрушающих нагрузках, на кривых сжатия наблюдаются участки снижающихся и возрастающих напряжений. Характер разрушения хрупкий. Среднее значение  $\sigma_{сж}$  для НОУ топлива составляет  $34,1 \pm 3$  МПа, для ВОУ  $57,64 \pm 5$  МПа.

Коэффициент линейного температурного расширения измерялся на образцах НОУ и ВОУ имеющих форму куба, размер грани 5 мм. Испытания проводились по трем направлениям, соответствующим осям симметрии куба. Определение КЛТР в трех направлениях показало наличие анизотропии как для ВОУ так и для НОУ топлива. В случае ВОУ топлива анизотропия выражена ярче. Коэффициент объемного температурного расширения для ВОУ топлива составляет  $13,7 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$  для НОУ  $12,2 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ .

S.O. AKAEV<sup>1</sup>, A.S. DIKOV<sup>1,2</sup>, L.A. DIKOVA<sup>1</sup>, S.B. KISLITSIN<sup>1,2</sup>,  
V.V. FIRSOVA<sup>1</sup>, I.I. CHERNOV<sup>2</sup>

<sup>1</sup>INP RK, Almaty, Republic of Kazakhstan

<sup>2</sup>NRNU MEPhI, Moscow, Russia

## **STUDY OF PHYSICAL AND MECHANICAL PROPERTIES GRAPHITE-URANIUM FUEL WITH DIFFERENT ENRICHED**

The measurement results of the coefficient of linear thermal expansion (CTE) as well as results of compression and bending mechanical tests for samples with high enriched uranium-graphite fuel (HEU) and low enriched uranium-graphite fuel (LEU) are given. Enrichment with <sup>235</sup>-uranium for HEU is 90% and for LEU - 19.75%. It is shown that the process of destruction during compression tests proceeds in stages. At loads near to destructive, there are areas of decreasing and increasing stresses on the compression curves. The destruction character of the samples is brittle. The average value of  $\sigma_{\text{comp}}$  for LEU fuel is  $34.1 \pm 3$  MPa, for HEU  $57.64 \pm 5$  MPa.

Coefficient of linear thermal expansion (CLTE) was measured using cube-shaped HEU and LEU samples with a face size of 5 mm. Tests were performed in three directions, the respective axes of symmetry of the cube.

The measurements of CLTE in three directions showed presence anisotropy for HEU fuel as well as for LEU. For HEU fuel, anisotropy is more apparently pronounced. The coefficient of volume thermal expansion for HEU fuel is  $13,7 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ , for LEU -  $12,2 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ .

С.А.НИКУЛИН, А.П.БАРАНОВА, С.О. РОГАЧЕВ

*НИТУ «МИСиС», Москва, Россия*

[baranova.al.pavlovna@yandex.ru](mailto:baranova.al.pavlovna@yandex.ru)

## **КОМПОЗИЦИОННЫЙ МАТЕРИАЛ НА ОСНОВЕ ВАНАДИЕВОГО СПЛАВА И КОРРОЗИОННОСТОЙКОЙ СТАЛИ ДЛЯ СВЕРХЖЕСТКИХ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ, ПОЛУЧЕННЫЙ ДЕФОРМАЦИОННО-ТЕРМИЧЕСКИМИ МЕТОДАМИ**

Разработанный ранее трехслойный композиционный материал на основе ванадиевого сплава с покрытием из коррозионностойкой стали является конкурентоспособным для изготовления оболочек ТВЭЛ быстрого реактора и других изделий, работающих в сверхжестких условиях (повышенная температура, механические напряжения, коррозионное воздействие, радиационное облучение) [1-3].

В работе трехслойный материал «сталь/ванадиевый сплав/сталь» был получен четырьмя деформационно-термическими методами, такими как горячая коэкструзия, радиальная ковка, горячее совместное прессование и горячая совместная прокатка. В качестве материала основы был выбран ванадиевый сплав V-4Ti-4Cr, а в качестве материала покрытия ферритная сталь 08X17T.

Было установлено, что все указанные методы позволяют получить трехслойный материал «сталь/ванадиевый сплав/сталь» с равномерным распределением стального покрытия и отсутствием дефектов по всей длине изделия. Вблизи границы соединения сталь/ванадиевый сплав образуется переходный слой диффузионного взаимодействия, представляющий собой непрерывный ряд твердых растворов переменного состава. Формирование переходной зоны обеспечивает высокую прочность соединения материалов. Последующая термическая обработка (отжиг) позволяет изменять структурно-фазовое состояние и прочность переходной зоны, что является основным фактором, влияющим на механические свойства трехслойного материала.

Работа выполнена при финансовой поддержке Минобрнауки России (уникальный идентификатор № RFMEFI57517X0124).

Список литературы:

1. С.А. Никулин, Т.А. Нечайкина, А.Б. Рожнов, и др. // *Металловедение и термическая обработка металлов.*–2018.–№4.–С. 28-34
2. Нечайкина Т.А., Никулин С.А., Рогачев С.О и др. // *Известия вузов. Черная металлургия.*–2018.–№ 6.–С. 447-453
3. Т.А. Nechaykina, S.A. Nikulin, A.B. Rozhnov, et. al. // *Metallurgical and Materials Transactions A.*–2017.–V. 48.–N. 3.–P. 1330-1342

S.A. NIKULIN, A.P. BARANOVA, S.O. ROGACHEV  
*NITU "MISiS", Moscow, Russia*  
[baranova.al.pavlovna@yandex.ru](mailto:baranova.al.pavlovna@yandex.ru)

**COMPOSITION MATERIAL BASED ON VANADIUM ALLOY AND  
CORROSION-RESISTANT STEEL FOR SUPER-HARD OPERATING  
CONDITIONS OBTAINED BY DEFORMATIONAL-THERMAL  
METHODS**

The previously developed three-layer composite material based on a vanadium alloy coated with corrosion-resistant steel is competitive for the manufacture of fuel claddings of a fast reactor and other products operating in super-hard conditions (elevated temperature, mechanical stresses, corrosive environment, radiation exposure) [1-3].

In this work, the steel / vanadium alloy / steel three-layer material was obtained by four thermal-deformation methods, such as hot co-extrusion, radial forging, hot joint pressing and hot joint rolling. Vanadium alloy V-4Ti-4Cr was chosen as the base material, and ferritic steel 08Kh17T (type AISI 439) was used as the coating material.

It was found that all these methods allow to obtain a three-layer steel / vanadium alloy / steel material with a uniform distribution of the steel coating and the absence of defects along the entire length of the material. A transition layer of diffusion interaction is formed near the steel / vanadium alloy interface, which is a continuous series of solid solutions of variable chemical composition. Subsequent heat treatment (annealing) allows to change the structural-phase state and strength of the transition zone, which is the main factor influencing the mechanical properties of the three-layer material.

References:

1. S.A. Nikulin, T.A. Nechaikina, A.B. Rozhnov, et. al // Metal Science and Heat Treatment.–2018.–V. 60.–N. 3-4.–P. 229-235
2. T.A. Nechaikina, S.A. Nikulin, S.O. Rogachev, et. al. // Steel in Translation.–2018.–V. 48.–N. 6.–P. 346–351
3. T.A. Nechaykina, S.A. Nikulin, A.B. Rozhnov, et. al. // Metallurgical and Materials Transactions A.–2017.–V. 48.–N. 3.–P. 1330-1342

Н.А. ИСКАНДАРОВ<sup>1,2</sup>, С.В. РОГОЖКИН<sup>1,2</sup>, А.А. НИКИТИН<sup>1,2</sup>,  
А.А. БОГАЧЕВ<sup>1,2</sup>, А.А. ХОМИЧ<sup>1,2</sup>, В.В. ХОРОШИЛОВ<sup>1,2</sup>,  
А.А. ЛУКЪЯНЧУК<sup>1,2</sup>, О.А. РАЗНИЦЫН<sup>1,2</sup>, А.С. ШУТОВ<sup>1,2</sup>,  
П.А. Федин<sup>1,2</sup>, Т.В. КУЛЕВОЙ<sup>1,2</sup>, А.А. ПОТЕХИН<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> НИЦ "Курчатовский институт" – ИТЭФ, Москва, Россия

<sup>2</sup> Национальный исследовательский ядерный университет  
«МИФИ», г. Москва, Россия

[nasib.iskandarov@itep.ru](mailto:nasib.iskandarov@itep.ru)

## **ПЕРЕСТРОЙКА НАНОСТРУКТУРЫ СТАЛИ ЧС-139 ПРИ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ ОБЛУЧЕНИИ ИОНАМИ**

В настоящей работе представлены результаты наноструктурных исследований стали ЧС-139 после облучения ионами железа до повреждающих доз несколько сна при температурах 250 °С, 300 °С и 400 °С. Томографические атомно-зондовые исследования показали, что во всех облученных состояниях в стали формируются радиационно-индуцированные кластеры и атмосферы Коттрелла, обогащенные Ni, Si и Mn. Характерные размеры кластеров составляют несколько нм, а их плотность порядка  $10^{24}$  м<sup>-3</sup>. Также было показано, что в облученных состояниях сохраняются, обнаруженные ранее в исходном состоянии, нитридные кластеры Cr–V–Nb–N, но при этом данные кластеры имеют тенденцию к растворению. Характерные размеры кластеров Cr–V–Nb–N и их плотность во всех состояниях составляют соответственно  $7 \pm 4$  нм и  $10^{22-23}$  м<sup>-3</sup>.



N.A. ISKANDAROV<sup>1,2</sup>, S.V. ROGOZHKIN<sup>1,2</sup>, A.A. NIKITIN<sup>1,2</sup>,  
A.A. BOGACHEV<sup>1,2</sup>, A.A. KHOMICH<sup>1,2</sup>, V.V. KHOROSHILOV<sup>1,2</sup>,  
A.A. LUKYANCHUK<sup>1,2</sup>, O.A. RAZNITSYN<sup>1,2</sup>, A.S. SHUTOV<sup>1,2</sup>,  
P.A. FEDIN<sup>1,2</sup>, T.V. KULEVOY<sup>1,2</sup>, A.A. POTEKHIN<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> *NRC «Kurchatov Institute» - ITEP, Moscow, Russia*

<sup>2</sup> *National Research Nuclear University «MEPhI»*

[nasib.iskandarov@itep.ru](mailto:nasib.iskandarov@itep.ru)

## **EFFECT OF LOW-TEMPERATURE ION IRRADIATION ON THE NANOSTRUCTURE OF ChS-139 STEEL**

Specimens of ChS-139 steel were irradiated at 250 °C, 300 °C, and 400 °C up to few dpa with Fe ions. The atom probe analysis of irradiated samples revealed radiation-induced clusters and Cottrell atmospheres enriched in Ni, Si, and Mn. The typical sizes of these clusters amounted to few nm, and their number density was about  $10^{24} \text{ m}^{-3}$ . In unirradiated ChS-139 steel, a large amount of nanoclusters ( $\sim 10^{23} \text{ m}^{-3}$ ) enriched in Cr, V, Nb, and N was found out in previous work. In ChS-139 steel irradiated to 6 dpa, the concentrations of enriching elements in Cr-V-Nb-N clusters decreased noticeably, while the size of clusters does not change. The typical sizes and the number density of Cr-V-Nb-N clusters amounted to  $7 \pm 4 \text{ nm}$  and  $10^{22} \div 10^{23} \text{ m}^{-3}$ .

В.Ю. ШОРОВ, М.Ю. ТЕРНОВЫХ  
*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*  
vlad\_shorov@mail.ru, MUTernovykh@mephi.ru

## **РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИМИТАТОРОВ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ОБЛУЧЕННОМ ТОПЛИВЕ РЕАКТОРА БН-600**

Переход ядерной энергетики к замкнутому топливному циклу, разработка новых типов топлива для быстрых реакторов ставят новые задачи по изучению свойств облученного топлива с глубоким выгоранием. В нейтронно-физических расчетах обычно моделируется изотопный состав топливных элементов. Однако при решении материаловедческих проблем, связанных с ядерным топливом, исследователей интересует, как правило, элементный состав топливных таблеток, поскольку химические и теплофизические свойства одинаковы для разных изотопов одного элемента. Тем не менее, для моделирования элементного состава приходится все равно проводить расчет изотопного состава и проводить суммирование по всем изотопам данного химического элемента.

Развитие вычислительных средств позволяет применять усовершенствованные методы и программы, в которых задачи изотопной кинетики могут быть решены с учетом цепочек, включающих более тысячи нуклидов. Комплекс программ SCALE 6.2 позволяет совместно решать задачи 2-D и 3-D моделирования переноса нейтронов и изотопной кинетики в ТВС быстрых реакторов с использованием ядерных данных из библиотеки ENDF/B-VII. Этот код был использован для расчетов экспериментальной ТВС реактора БН-600 с двумя типами топливных элементов и получению их элементного состава.

При расчете элементных составов твэлов с диоксидом урана и исследуемых твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом проводился детальный пространственный анализ выгорания. Исследования выходов продуктов деления при делении изотопов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  позволили определить 30 элементов, масса которых в отработавшем ядерном топливе при глубинах выгорания до 100 МВт-сут/кгU составляет не менее 95%. Из них было выбрано 10 элементов, масса которых в отработавшем ядерном топливе максимальна. Отмечено, что при одинаковых глубинах выгорания содержание продуктов деления и актинидов в облученном топливном сердечнике ТВС быстрого реактора значительно отличается от состава ОТВС реактора ВВЭР-1000. Детально результаты расчетов представлены в данной работе.

Полученные результаты предназначены для моделирования имитаторов продуктов деления и актинидов для проведения экспериментов по изучению теплофизических свойств топливных сердечников.

М.В. ЛЕОНТЬЕВА-СМИРНОВА<sup>1,2</sup>, Б.А. КАЛИН<sup>2</sup>,  
Е.М. МОРОЗОВ<sup>2</sup>, А.В. КОСТЮХИНА<sup>3</sup>, П.В. ФЕДОТОВ<sup>2</sup>

1. АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»

2. Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

3. ОАО «Всероссийский дважды ордена трудового красного знамени теплотехнический научно-исследовательский институт»

[kostuhinaN@yandex.ru](mailto:kostuhinaN@yandex.ru)

## МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ КВАЗИИЗОТРОПНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ATF В ТАНГЕНЦИАЛЬНОМ НАПРАВЛЕНИИ

В настоящее время в мире большое внимание уделяется разработке толерантного к авариям топлива (ATF) для АЭС. В качестве материалов оболочек твэлов ATF среди прочих рассматриваются хромоникелевые сплавы, а также высокопрочные стали. Для определения механических свойств материалов оболочек твэлов широко используются испытания кольцевых образцов на растяжение. Этот метод отличается простотой изготовления образцов и оснастки, но имеет ряд недостатков. В частности, нет единого подхода к определению рабочей длины ( $l_p$ ) образца, деформации, накопленной в процессе распрямления образца ( $\epsilon_0$ ) и др. В случае изотропных материалов или лучше – квазиизотропных, это приводит к несовпадению механических свойств, полученных по результатам испытания кольцевых образцов, с таковыми, полученными путем стандартных испытаний труб на растяжение. Целью настоящей работы было установление значений величин  $\epsilon_0$  и  $l_p$  для кольцевых образцов, изготовленных из ферритно-мартенситной стали ЭК-181. Проведены механические испытания кольцевых и трубчатых образцов оболочек твэлов  $\varnothing 6,9 \times 5,9$ ,  $\varnothing 6,9 \times 6,1$ ,  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  мм на растяжение в диапазоне скоростей деформации от  $3,5 \cdot 10^{-5}$  до  $1,8 \cdot 10^0$  с<sup>-1</sup>. Диаметр опор при испытаниях кольцевых образцов составлял 4, 6 и 8 мм. Анализ истинных диаграмм деформирования позволил установить значения  $\epsilon_0$ : 0,27, 0,25, 0,25, 0,20 % и  $l_p$ : 2,8; 3,0; 3,3; 2,5 мм для образцов  $\varnothing 6,9 \times 6,1$  (опоры 4 мм),  $\varnothing 6,9 \times 5,9$  (опоры 4 мм),  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  (опоры 6 мм),  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  (опоры 8 мм), соответственно. Для определения корректных значений механических свойств по результатам испытаний кольцевых образцов на растяжение предлагается использование указанных значений рабочих длин, а также учет деформации  $\epsilon_0$ . Принимая во внимание, что в большинстве случаев величина  $\epsilon_0$  превышает стандартный допуск на остаточную деформацию 0,2%, рекомендуется определение предела текучести с допуском 0,5%.

M.V. LEONTYEVA-SMIRNOVA<sup>1,2</sup>, B.A. KALIN<sup>2</sup>,  
E.M. MOROZOV<sup>2</sup>, A.V. KOSTYUKHINA<sup>1</sup>, P.V. FEDOTOV<sup>2</sup>  
1. *Stock Company «A.A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials»*  
2. *National Research Nuclear University MEPhI*  
3. *All-russian thermal engineering institute, JSC*  
[kostuhinaN@yandex.ru](mailto:kostuhinaN@yandex.ru)

## **METHOD FOR DETERMINING THE MECHANICAL PROPERTIES OF PERSPECTIVE MATERIALS OF ATF FUEL ROD CLADDINGS IN A TANGENTIAL DIRECTION**

Currently in the world much attention is paid to the development of an accident-tolerant fuel (ATF) for nuclear power plants. Chromium-Nickel alloys and high-strength steels are considered as materials of ATF fuel cladding. To determine the mechanical properties of fuel cladding materials, ring tensile tests are widely used. This method is distinguished by the ease of manufacture of samples and accessories, but has several disadvantages. In particular, there is no unified approach to determining the working length ( $l_p$ ), deformation accumulated during the process of straightening of the sample ( $\epsilon_0$ ) etc. In the case of isotropic materials (or better – quasi-isotropic), this leads to a mismatch of the mechanical properties obtained from the tests of ring samples, with the properties obtained by standard tensile tests of pipes. The purpose of this work was to establish the values of  $\epsilon_0$  and  $l_p$  for ring specimens made of EK-181 ferritic-martensitic steel. Mechanical tests of ring and tubular specimens of fuel rod claddings were carried out in the range of strain rates from  $3,5 \cdot 10^{-5}$  to  $1,8 \text{ s}^{-1}$ . Samples were taken from pipes of the following sizes:  $\varnothing 6,9 \times 5,9$ ,  $\varnothing 6,9 \times 6,1$ ,  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  mm. For testing ring specimens, supports of 4, 6, and 8 mm in diameter were used. Analysis of the true strain diagrams allowed to establish the values of  $\epsilon_0$ : 0,27, 0,25, 0,25, 0,20 and  $l_p$ : 2,8; 3,0; 3,3; 2,5 mm for samples  $\varnothing 6,9 \times 6,1$  (supports 4 mm),  $\varnothing 6,9 \times 5,9$  (supports 4 mm),  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  (supports 6 mm),  $\varnothing 9,3 \times 8,1$  (supports 8 mm), respectively. In order to determine the correct values of mechanical properties based on the results of tensile tests of ring specimens, it is proposed to use the specified values of working lengths, as well as to take into account the deformation  $\epsilon_0$ . Since in most cases  $\epsilon_0$  exceeds the standard tolerance for residual deformation of 0,2 %, it is recommended to determine the yield strength with a tolerance of 0,5 %.

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, А.С. ФРОЛОВ<sup>1</sup>, Д.А. МАЛЫЦЕВ<sup>1</sup>, С.В.  
ФЕДОТОВА, Е.В. АЛЕКСЕЕВА<sup>1</sup>, Д.В. САФОНОВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup> НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

<sup>2</sup> НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

[safonovdenis1993@mail.ru](mailto:safonovdenis1993@mail.ru)

## **СТРУКТУРНО-ФАЗОВОЕ СОСТОЯНИЕ СПЛАВА 42ХНМ В ИСХОДНОМ СОСТОЯНИИ И ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В СОСТАВЕ ВВЭР**

После событий на АЭС Фукусима-1 во всех странах с развитой атомной энергетикой начались работы по развитию технологий для защиты от возникновения разрушительной паро-циркониевой реакции. Наряду с модернизацией систем защиты реактора, начался поиск новых топливных и оболочечных материалов твэлов, обеспечивающих больший уровень безопасности и надежности работы ядерных энергетических установок – так называемая, программа толерантного ядерного топлива.

Среди множества рассматриваемых вариантов композиций твэлов, свое место занимает топливная система, как одна из возможных, с оболочкой из сплава 42ХНМ. Этот сплав давно используется в ядерной промышленности в качестве материала оболочки твэлов транспортных реакторов и пэлов в реакторах типа ВВЭР. За все время эксплуатации не было ни одного случая разгерметизации твэлов из данного сплава, а технология его изготовления отработана и не требует дополнительных усилий. Однако условия эксплуатации в качестве материала оболочек твэлов с делящимся элементом в реакторах типа ВВЭР отличаются от транспортных и требуют дополнительных материаловедческих исследований. Для этого в НИЦ КИ готовится работа по исследованию влияния облучения и повышенных температуры на свойства сплава как в исходном состоянии, так и при штатных режимах работы, а также и в случае проектных и запроектных аварий. В настоящее время нами проводятся предварительные исследования образцов в исходном состоянии после изготовления на заводе по штатной технологии и после облучения в составе реактора в качестве материала оболочки пэлов.

В ходе работ установлены: зеренная структура, фазовый состав, состав фаз и их кристаллическая структура, радиационные дефекты, пористость, образовавшиеся под действием облучения. В дальнейшем эти исследования могут быть продолжены с целью оценки воздействия высоких температур, вплоть до температур, соответствующих проектной аварии, на изменение фазового состава и прочностных характеристик сплава 42ХНМ.

Данная работа выполняется при финансовой поддержке гранта Президента РФ № МК-4420.2018.8.

E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, A.S. FROLOV<sup>1</sup>, D.A. MALTSEV<sup>1</sup>, S.V.  
FEDOTOVA, E.V. ALEKSEEVA<sup>1</sup>, D.V. SAFONOV<sup>1</sup>

<sup>1</sup>NRC «Kurchatov institute», Moscow, Russia

<sup>2</sup>NRNU MEPhI, Moscow, Russia

safonovdenis1993@mail.ru

## **STRUCTURAL-PHASE STATE OF THE NI-CR ALLOY IN THE INITIAL STATE AND AFTER IRRADIATION IN PWR**

After the accident at the Fukushima-1 nuclear power plant in all countries with developed nuclear power engineering, work began on the development of technologies to protect against the emergence of a destructive zirconium-hydrogen reaction. Along with the modernization of the reactor protection systems, the search for new fuel and cladding materials of fuel elements, providing a greater level of safety and reliability of nuclear power plants began and it was called the accident tolerant fuel program.

Among the many considered variants of fuel elements compositions, the fuel system with a cladding of Ni-Cr alloy takes its place. This alloy has long been used in the nuclear industry as a material of fuel rods cladding for transport reactors and as a material of control rods cladding in PWR reactors. For all the time of operation, there has not been a single case of depressurization of fuel elements from this alloy, and the technology of its production has been worked out and does not require additional efforts. However, the operating conditions as fuel cladding material with fissile elements in PWR differ from conditions in transport reactor and it requires additional material research.

For this purpose, there is the work on the investigation of the effect of irradiation and elevated temperatures on the properties of the alloy both in the initial state and under normal operating conditions, as well as in case of design accidents and beyond design accidents. At present, we conduct preliminary researches of the samples in the initial state after production at the factory according to the standard technology and after irradiation in the reactor composition as the material of control rods claddings.

During this work, the following things were investigated: grains structure, phase composition, composition of the phases and their crystal structure, radiation defects, and pores formed under irradiation. In future, these studies can be continued to assess the effect of high temperatures, up to the temperatures corresponding to the design accident, on the change of phase composition and strength characteristics of the Ni-Cr alloy.

This work is carried out with the financial support of the grant № MK-4420.2018.8.

М.Г.ИСАЕНКОВА, Ю.А.ПЕРЛОВИЧ, О.А.КРЫМСКАЯ,  
Д.И.ЖУК, А.Е. РУБАНОВ  
*Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, Москва,  
Россия*  
[dimazhuk@gmail.com](mailto:dimazhuk@gmail.com)

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ФОРМИРОВАНИЯ ТЕКСТУРЫ ПРИ ХОЛОДНОЙ ПРОКАТКЕ ЦИРКОНИЯ С ПОМОЩЬЮ МОДЕЛИРОВАНИЯ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ ПЛАСТИЧНОСТИ**

В этой работе используется метод моделирования кристаллической пластичности для анализа изменений текстуры при прокатке циркониевых труб. Для достижения цели был использован код DAMASK со спектральным решателем. Был рассмотрен сплав Zr-1%Nb с гексагональной плотноупакованной структурой решетки. Анизотропия механических свойств и текстуры материала в конечных продуктах из циркония имеет важное значение для их использования в ядерных реакторах. Процессы деформации сильно анизотропных материалов, таких как цирконий, могут быть очень сложным и требует больших усилий для описания. В этом исследовании основное внимание уделяется моделированию кристаллической пластичности холодной прокатки циркониевых труб.

Цирконий имеет структуру ГПУ, которая обуславливает высокую анизотропию его свойств. Основными целями этой работы являются изучение доступных численных приближений кристаллической пластичности, постановка задачи с параметрами материала для циркония и сравнение результатов с экспериментальными данными. В этой работе изучаются две исходные трубы и две схемы прокатки. Начальную текстуру этих двух трубок получают с использованием методов рентгеноструктурного анализа. Функции распределения ориентации (ODF) восстанавливаются от полюсных фигур для обеих трубок. Из этих ODF, используя алгоритм Монте-Карло, получают  $16^3$  или  $32^3$  ориентаций зерен и присваиваются зернам в модели в случайном порядке. Одна из двух схем прокатки (схема 1) соответствует уменьшению толщины трубы на 33% и уменьшению диаметра на 9,7%. Другое (схема 2) соответствует уменьшению толщины трубы на 58% и уменьшению диаметра на 7,3%. Экспериментальные и расчетные ODF сравниваются друг с другом для всех четырех схем.

M.G.ISAENKOVA, Yu.A.PERLOVICH, O.A.KRYMSKAYA,  
D.I.ZHUK, A.E.RUBANOV  
*National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia*  
dimazhuk@gmail.com

## **MODELLING OF COLD ROLLING OF ZIRCONIUM TUBES WITH JOINT DEFORMATION OF POLYCRYSTAL MATERIAL**

This work uses crystal plasticity modeling technique to analyze texture changes during rolling of Zirconium tubes. In this work the DAMASK crystal plasticity code with spectral element method has been used to accomplish the objective. Zr-1%Nb alloy with hexagonal close-packed lattice structure was considered. Anisotropy of mechanical properties and material texture in final products made of Zirconium is crucial for their use in nuclear reactor systems. Understanding deformation of highly anisotropic materials, such as Zirconium, can be very challenging and require a lot of effort. This study is focused on crystal plasticity modeling of cold rolling of Zirconium tubes.

Zirconium has an hcp lattice structure which accounts for high anisotropy of its properties. The main purposes of this work are to examine available crystal plasticity numerical approximations, to setup a problem with material parameters for Zirconium and to compare results with experimental data. In this work, two initial tubes and two rolling schemes are studied. Initial texture of these two tubes are obtained using methods of x-ray texture analysis. Orientation distribution functions (ODFs) are reconstructed from pole figures for both tubes. From these ODFs, using Monte Carlo bins algorithm, 4096 grain orientations are obtained and assigned to grains in the model in random order. One of two rolling schemes (Case 1) includes tube thickness reduction of 33% and diameter reduction of 9.7%. Other (Case 2) includes tube thickness reduction of 58% and diameter reduction of 7.3%. Experimentally obtained ODFs and calculated final EBSD data are compared with each other for all four conditions.



А.С. ЯШИН<sup>1</sup>, Н.В. ВОЛКОВ<sup>1</sup>, Б.А. КАЛИН<sup>1</sup>,  
Д.А. АЛЕКСАНДРОВ<sup>1</sup>, Д.А. САФОНОВ<sup>1</sup>, П.С. ДЖУМАЕВ<sup>1</sup>,  
Д.А. ФЁДОРОВ<sup>1</sup>, А.А. МОКРУШИН<sup>2</sup>, К.К. ПОЛУНИН<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*

<sup>2</sup>*ФГУП "НИИ НПО "ЛУЧ"*

yashin\_itf@mail.ru

## **ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЕ ОКИСЛЕНИЕ СПЛАВА Э110 С ПОКРЫТИЯМИ**

Представлены результаты экспериментов по окислению оболочечных труб из сплава Э110 с покрытиями в водяном паре при 1200 °С в течение 400 с. Покрытия наносились на внешнюю поверхность образцов путём магнетронного напыления на установках для комплексной ионно-плазменной обработки ИЛУР-03 и КВК-10. В качестве материалов для магнетронных мишеней использовались Cr, Mo и композиции FeCrNi, NiCr. Показано, что полученные покрытия снижают толщину оксидного слоя и глубину проникновения кислорода в металлический подслои по сравнению с образцами в исходном состоянии.

A.S. YASHIN<sup>1</sup>, N.V. VOLKOV<sup>1</sup>, B.A. KALIN<sup>1</sup>,  
D.A. ALEXANDROV<sup>1</sup>, D.A. SAFONOV<sup>1</sup>, P.S. DZHUMAEV<sup>1</sup>,  
D.A. FEDOROV<sup>1</sup>, A.A. MOKRUSHIN<sup>2</sup>, K.K. POLUNIN<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*National Research Nuclear University MEPHI (Moscow Engineering Physics  
Institute)*

<sup>2</sup>*FSUE "SRI SIA "LUCH"*

yashin\_itf@mail.ru

## **HIGH-TEMPERATURE OXIDATION OF COATED E110 ALLOY**

Experimental results of coated cladding tubes from E110 alloy oxidation in steam at 1200 °C during 400 s are presented in this paper. Coatings made on the samples outer surface by magnetron deposition on installations for complex ion-plasma treatment ILUR-03 and KVK-10. Cr, Mo and FeCrNi, NiCr compositions used as materials for magnetron cathodes. It is shown, that coatings produced decrease oxide layer thickness and oxygen penetration in metal sublayer depth in comparison with samples in initial state.

Н.В. ВОЛКОВ, А.А. ЗИМИН, Д.А. САФОНОВ, Б.А. КАЛИН,  
А.С. ЯШИН, Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ, Д.А. АЛЕКСАНДРОВ,  
Р.Д. НОВИКОВ, Д.А. ФЁДОРОВ

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
weggstar@mail.u*

## **ИЗМЕРЕНИЕ ШЕРОХОВАТОСТИ ТРУБ ПРИ ИОННОМ ТРАВЛЕНИИ И НАНЕСЕНИЯ ПОКРЫТИЙ**

Представлены результаты по измерению шероховатости поверхности обработанных оболочечных труб из сплава Э110 с покрытиями. Покрытия нанесли на внешнюю поверхность образцов путём магнетронного напыления на установке для комплексной ионно-плазменной обработки ИЛУР-03. В качестве материалов для магнетронных мишеней использовались Cr и композиции FeCrNi, NiCr.

Представлены типовые значения параметра шероховатости поверхности труб измеренные двумя способами: для линейного приближения на выбранной базовой длине 250 мкм – Ra (ГОСТ 2789-73) и для измерения по площади 250´250 мкм – Ra3, (ISO 25178-14), а также даны фотографии трехмерного профиля поверхности и поверхности образцов при увеличении 10000 крат, полученные методом растровой электронной микроскопии на приборе VERSA 3D.

Показано, что после ионного травления и нанесения покрытий величины шероховатости снижаются на 0,1 – 0,3 мкм по сравнению с исходным состоянием.

N.V.VOLKOV, A.A. ZIMIN, D.A. SAFONOV, B.A.KALIN,  
A.S.YASHIN, E.L. KORENEVSKY, D.A. ALEXANDROV,  
R.D. NOVIKOV, D.A. FEDOROV

*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute)  
weggstar@mail.u*

## **MEASUREMENT OF TUBE ROUGHNESS DURING ION ETCHING AND COATING**

The results of measuring the surface roughness of coated cladding tubes from E110 alloy presented in this paper. Coatings made on the samples outer surface by magnetron deposition on installation for complex ion-plasma treatment ILUR-03. Cr and compositions of FeCrNi, NiCr were used as materials for magnetron cathodes.

Typical values of the pipe surface roughness parameter measured in two ways are presented: for a linear approximation at a selected base length of 250 µm - Ra (GOST 2789-73) and for measuring over an area of 250´250 µm - Ra3, (ISO 25178-14), and Photographs of the three-dimensional surface profile and sample surface at a magnification of 10,000 times taken by scanning electron microscopy on a VERSA 3D instrument.

It is shown that after ion etching and coating, the roughness values decrease by 0.1–0.3 µm in comparison with the initial state.

Д.А. ФЕДОРОВ<sup>1</sup>, М.С. СТАЛЬЦОВ<sup>1</sup>, А.А. БОЛАТ-ООЛ<sup>1</sup>,  
Б.А. КАЛИН<sup>1</sup>, В.В. МАКАРОВ<sup>2</sup>, А.В. АФАНАСЬЕВ<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ,  
Москва, РФ  
<sup>2</sup>ОКБ «Гидропресс», Подольск, РФ  
m.staltsov@gmail.com

## **ИССЛЕДОВАНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ТРЕНИЯ НА ТРУБАХ ИЗ СПЛАВА Э110 С НАНЕСЕННЫМИ ПОКРЫТИЯМИ**

В работе представлены результаты измерения коэффициента трения на фрагментах твэльных труб из сплава Э110 с нанесенными покрытиями, применительно к стойкости покрытий к истиранию. На фрагмент твэла методом магнетронного напыления наносились покрытия из стали Х18Н10, предварительно поверхность подвергалась ионной полировке. Испытания на трение проводились при двух нагрузках 1 и 25 Н.

Показано, что все использованные покрытия выдерживают трение при малой нагрузке, как и исходный необработанный образец.

При испытаниях с большей нагрузкой выявлено, что коэффициент трения труб с покрытием ниже, чем для необработанного Э110, причем количество проходов ионной полировки и легирования влияет на стойкость покрытия. Стоит отметить, однако, что при нагрузке 25 Н через определенное время все покрытия истираются. Время истирания зависит от количества проходов.

Обнаружено также, что увеличение количества магнетронов, используемых для нанесения покрытия, увеличивает время его истирания.

D.A. FEDOROV<sup>1</sup>, M.S. STALTSOV<sup>1</sup>, A.A. BOLAT-OOL<sup>1</sup>,  
B.A. KALIN<sup>1</sup>, V.V. MAKAROV<sup>2</sup>, A.V. AFANASIEV<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute), Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*OKB «Gidropress», Podolsk, Russia  
m.staltsov@gmail.com*

## **INVESTIGATION OF THE FRICTION COEFFICIENT ON THE PIPES FROM E110 ALLOY WITH APPLIED COATINGS**

The paper presents the results of measuring the friction coefficient on fragments of fuel pipes from the alloy E110 with coatings applied to their resistance to abrasion. The coating of steel was applied by magnetron spraying on a fragment of a fuel element. The surface was preliminarily subjected to ionic polishing. Friction tests were carried out with two loads of 1 and 25 N.

It is shown that all used coatings withstand friction at low load, as well as the original raw sample.

It was found that the coefficient of friction of coated pipes is lower than for the initial E110 when testing with a higher load. The number of ion polishing and alloying passes affects the durability of the coating. It is worth noting, however, that all coatings wear out after a certain time with a load of 25 N. The abrasion time depends on the number of passes.

It was also found that an increase in the number of magnetrons used for coating increases its abrasion time.

Б.А. КАЛИН, Н.В. ВОЛКОВ, П.С. ДЖУМАЕВ, А.С. ЯШИН,  
Д.А. АЛЕКСАНДРОВ, Д.А. САФОНОВ, Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ,  
В.М. АНАНЬИН, А.В. СУМАРОКОВА

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
yashin\_itf@mail.ru*

## **О ДИФФУЗИОННОЙ ПОДВИЖНОСТИ КИСЛОРОДА ПРИ ВТО**

В работе рассмотрена диффузионная подвижность кислорода в процессе высокотемпературного окисления сплава Э110. В качестве образцов использовались оболочечные трубы с покрытиями на внешней поверхности на основе композиций Fe, Cr, Ni, Mo, нанесенные магнетронным способом. Окисление проводилось в водяном паре при температуре 1200 °С в течение 400с. В результате нанесения покрытий диффузионная подвижность O замедляется в областях  $ZrO_2$  и  $\alpha$ -Zr(O) на внешней поверхности образцов, что возможно связано со снижением скорости зернограничной диффузии. Наибольшее замедление диффузионной подвижности O (в 5-10 раз) обнаружено для покрытия типа Cr+NiCr.

B.A.KALIN, N.V.VOLKOV, P.S. DZHUMAEV, A.S.YASHIN,  
D.A. ALEXANDROV, D.A. SAFONOV, E.L. KORENEVSKY,  
V.M. ANANIN, A.V. SUMAROKOVA

*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute)  
yashin\_itf@mail.ru*

## **ABOUT THE DIFFUSION MOBILITY OF OXYGEN AT THE HIGH-TEMPERATURE OXIDATION**

Oxygen diffusion mobility at the high-temperature oxidation of the alloy E110 presented in this paper. As samples, coated cladding tubes with coatings on the outer surface based on compositions Fe, Cr, Ni, Mo, by magnetron deposition. Oxidation conducted in a water vapor at a temperature 1200 °C for 400s. As a result of coating oxygen diffusion mobility slowed down in the areas  $ZrO_2$  and  $\alpha$ -Zr(O) on the outer surface samples, which is possible due to the slowdown in grain-boundary diffusion. The largest slowdown (in 5-10 times) is detected for covering the type Cr+NiCr.

А. И. ОГАРКОВ<sup>1</sup>, И. А. КОВАЛЕВ<sup>1</sup>, А. В. ШОКОДЬКО<sup>1</sup>,  
С. В. ШЕВЦОВ<sup>1</sup>, А. А. АШМАРИН<sup>1</sup>, А. В. ТЕНИШЕВ<sup>2</sup>,  
Т. Ю. КОЛОМИЕЦ<sup>1</sup>, Е. А. ШОКОДЬКО<sup>3</sup>, А. А. ЧЕСНОКОВ<sup>1</sup>,  
Д. П. ШОРНИКОВ<sup>2</sup>, А.С. ЧЕРНЯВСКИЙ<sup>1</sup>,  
академик РАН К. А. СОЛНЦЕВ<sup>1,4</sup>

<sup>1</sup>*Институт металлургии*

*и материаловедения им. А.А. Байкова РАН, г. Москва, Россия*

<sup>2</sup>*Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ",  
г. Москва, Россия*

<sup>3</sup>*Национальный исследовательский Московский государственный строи-  
тельный университет, г. Москва, Россия*

<sup>4</sup>*Московский государственный университет  
имени М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия  
ogarkov\_al@rambler.ru*

## **РАЗРАБОТКА ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА НА ОСНОВЕ СОСТАВА (Zr,U)N С ПРИМЕНЕНИЕМ ПОДХОДА ОКИСЛИТЕЛЬНОГО КОНСТРУИРОВАНИЯ**

С целью создания нитридного топлива (Zr,U)N впервые прямой нитридизацией сплава Zr – 5; 10 мас. % U при 2 400°C с применением подхода окислительного конструирования получена керамика, воспроизводящая форму исходной металлической заготовки. В процессе высокотемпературной нитридации сплава происходит снижение содержания урана в приповерхностном слое с одновременным концентрированием его в непрореагировавшей металлической фазе, в которой возможно образование трёхмерных дефектов (полости). После реализации процесса полной нитридации сплава и нагреве его при температуре синтеза в атмосфере азота происходит собирательная рекристаллизация нитрида циркония и протекает выравнивание концентрации нитрида урана из объема образца к его поверхности.

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №14-13-00925) (Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт металлургии и материаловедения им. А.А. Байкова Российской академии наук).*

A. I. OGARKOV<sup>1</sup>, I. A. KOVALEV<sup>1</sup>, A. V. SHOKODKO<sup>1</sup>,  
S. V. SHEVTSOV<sup>1</sup>, A. A. ASHMARIN, A. V. TENISHEV<sup>2</sup>,  
T. YU. KOLOMIETS<sup>1</sup>, E. A. SHOKODKO<sup>3</sup>, A. A. CHESNOKOV<sup>1</sup>,  
D. P. SHORNIKOV<sup>2</sup>, A. S. CHERNYAVSKII<sup>1</sup>,  
academician K. A. SOLNTSEV<sup>1,4</sup>

<sup>1</sup>*Baikov Institute of Metallurgy and Materials Science, RAS, Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*National Research Nuclear University MEPhI*

*(Moscow Engineering Physics Institute), Moscow, Russia*

<sup>3</sup>*Moscow State University of Civil Engineering*

*(National Research University), Moscow, Russia*

<sup>4</sup>*Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia*

ogarkov\_al@rambler.ru

## **DEVELOPMENT OF A FUEL ELEMENT BASED ON THE COMPOSITION (Zr,U)N USING THE OXIDATIVE CONSTRUCTING APPROACH**

In order to create a nitride fuel (Zr,U)N for the first time by direct nitriding the alloy Zr – 5; 10 wt. % U at 2 400°C using the oxidative constructing approach obtained ceramics, reproducing the shape of the original metal billet. In the process of high-temperature nitriding of the alloy, there is a decrease in the uranium content in the surface layer with its simultaneous concentration in the unreacted metal phase, in which the formation of three-dimensional defects (cavity) is possible. After the process of complete nitriding of the alloy is performed and it is heated at a synthesis temperature in a nitrogen atmosphere, the collective recrystallization of zirconium nitride occurs and the concentration of uranium nitride from the sample volume to the surface proceeds.

*This study was supported by the Russian Science Foundation, project no. 14-13-00925 (Federal state budget funded science institution Baikov Institute of Metallurgy and Materials Science, RAS).*

Е.К. ПАПЫНОВ, О.О. ШИЧАЛИН, И.Г. ТАНАНАЕВ, В.А.  
АВРАМЕНКО, В.И. СЕРГИЕНКО  
ФГБУН Институт химии ДВО РАН  
[parunov@mail.ru](mailto:parunov@mail.ru)

## ПОЛУЧЕНИЕ ВЫСОКОПЛОТНОЙ ТОПЛИВНОЙ $UO_2$ КЕРАМИКИ ПО ТЕХНОЛОГИИ ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ

Исследован способ высокоскоростной консолидации порошков  $UO_2$  различного керамического сорта (коммерческих и регенератов ОЯТ) в высокоплотные топливные таблетки, с применением технологии искрового плазменного спекания (ИПС), известной в мировой практике как Spark Plasma Sintering (SPS). Изучена кинетика консолидации и влияние технологических параметров процесса искровой плазменной обработки на химический состав, микроструктуру и плотностные характеристики топливных изделий. Выявлены основные преимущества и ключевые недостатки ИПС консолидации порошков  $UO_2$  в стандартном типе графитовых пресс-форм. Разработан и предложен способ ИПС синтеза керамических топливных таблеток в виде изделий требуемых геометрических параметров, основанный на использовании молибденовой оснастки (пресс-форм). Перспективность способа обусловлена преимуществами перед традиционными методами спекания, во-первых, мягкие технологические режимы (низкая температура около 1100 °С и короткое время цикла не более 30 минут). Во-вторых, достигается высокая плотность изделия до 98,4% (от теор.), что доказано комплексом исследований по методу гидростатического взвешивания в среде различных растворителей, а также по меркуростатическому методу в ходе испытаний на ФГУП «ПО «Маяк». В-третьих, технология ИПС обеспечивает высокоскоростную консолидацию порошков  $UO_2$  различного сорта и широкого фракционного состава, с возможностью стабилизации роста зерна. Альтернативное использование молибденовых пресс-форм предотвращает диффузию углерода в ходе ИПС процесса, тем самым исключает загрязнение изделий примесью углерода. Результаты исследования представляют интерес при возможной промышленной реализации ИПС технологии по изготовлению топливных изделий.

Исследование проведено при финансовой поддержке гранта Российского научного фонда (проект № 17-73-20097).

*Список использованных литературных источников:*

*Parunov E.K. and et al. Synthesis of high-density pellets of uranium dioxide by Spark Plasma Sintering in dies of different types // Radiochemistry. - 2018. - Vol. 60, No. 4. - P. 362-370.*



E.K. PAPYNOV, O.O. SHICHALIN, I.G. TANANAEV,  
V.I. SERGIENKO  
*FPFIS Institute of chemistry FEB RAS*  
papynov@mail.ru

## **FABRICATION OF HIGHLY DENSE FUEL UO<sub>2</sub> CERAMICS USING SPARK PLASMA SINTERING**

Here we studied applicability of spark plasma sintering technology (SPS) for fabrication of uranium-oxide fuel compositions as highly dense pellets of required shape, size and cross-section. Powders of various types and quality were sintered by SPS: a) commercial ceramic powders and non-ceramic powders (regenerates) obtained from spent nuclear fuel (SNF). SPS has been shown to fabricate highly dense ceramics from mentioned powders with all physico-chemical characteristics being provided. Product's quality has been found to depend on sintering parameters (temperature, pressure, and etc.) as well as on type of used dies. Particularly, SPS powder consolidation in standard graphite dies provide samples with ~97% density (mean value from theoretical) under the following conditions: temperature range 1250-1650 °C; pressure 24.5 MPa; heating rate 100 and 200 °C/min; sintering duration 14 min. High heating rate was revealed to facilitate active growth and deformation of grains (mean size from 5 μm and above) that downgrades the quality of materials packing and density due to high porosity observed in samples. Negative aftereffect of using graphite equipment (die and isolation foil) consists in carbon diffusion into the material's bulk that also negatively impacts the quality of the final product. Carbon traces reduces mechanical stability and density of the pellet, which decreases the fuel's burn up fraction due to uncontrolled neutron absorption. The work suggests an alternative approach of SPS consolidation of UO<sub>2</sub> fuel pellets. Its main idea is to use molybdenum die instead of a graphite one. Such approach exhibits a number of advantages, namely, consolidation proceeds at 1100 °C, pressure 141.5 MPa, and sintering duration 25 min. Products characteristics are: density 97.5-98.4% (from theoretical), absence of carbon, mean grain size below 3 μm. Primarily, the approach utilizes advanced technological regimes (temperature 1100 °C and sintering duration 25 min). Additionally, molybdenum equipment avoids carbon contamination during SPS. Finally, product's density reaches density 98.4% (from theoretical) proved by a number of investigations of hydrostatic weighing in various solvents and mercury on FSUE "PO "Mayak". Besides, grain growth is suppressed due to high pressure applied in molybdenum die. Results of the investigation can be useful for industrial applications of SPS technology.

*The study was conducted with the financial support of a grant from the Russian Science Foundation (project No. 17-73-20097).*

Е.Л. КОРЕНЕВСКИЙ, Д.А. САФОНОВ, А.С. ЯШИН,  
Н.В. ВОЛКОВ, Б.А. КАЛИН, В.В. УГЛОВ  
*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*  
egor.korenevski@gmail.com

## **МОДИФИЦИРОВАНИЕ ВНЕШНЕЙ ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК СПЛАВА Э110 МЕТОДОМ ИОННОГО ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ ПУЧКАМИ ИОНОВ Ar и Xe**

Модифицирование поверхности подложки происходит в результате облучения пучком ускоренных ионов ( $Ar^+$ ,  $Xe^+$ ) подложки на поверхность, которой напылены в вакууме один или несколько слоев пленок, атомы которых и предполагается внедрять (Al, Cr, Fe, Mo).

Целью настоящей работы явилось изучение влияния энергии и дозы ионов облучения на эффективность модифицирования приповерхностного слоя поликристаллической циркониевой подложки атомами однокомпонентных пленок, которые внедрялись методом ионного перемешивания под воздействием пучков ионов  $Ar^+$  и  $Xe^+$  с широким энергетическим спектром.

Модифицирование поверхности образцов производилось на установке ИЛУР-03, с разрядной камерой позволяющей облучать образцы пучком ионов с широким энергетическим спектром  $E_{min}-E_{max} = 0,5-5$  кэВ, средняя энергия 3 кэВ, доза облучения  $(0,5-10) \times 10^{18}$  ион/см<sup>2</sup>, температура облучения не превышала 100 °С. Установка оснащена тремя магнетронами, позволяющими напылять тонкие пленки металлов в атмосфере инертного газа при давлении рабочего газа выше  $10^{-4}$  Па.

Показано, что глубина внедрения  $X_m$  линейно зависит от дозы облучения в интервале величин  $\Phi = (0,5-10) 10^{18}$  ион/см<sup>2</sup>, а распределение внедренных атомов пленок  $C(x)$  имеет несколько максимумов при облучении ионами  $Ar^+$ . Предполагается такой эффект при облучении ионами  $Xe^+$ .

E. L. KORENEVSKI, D. A. SAFONOV, A. S. YASHIN,  
N. V. VOLKOV, B. A. KALIN, V. V. UGLOV  
*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute)*  
egor.korenevski@gmail.com

## **MODIFYING THE OUTER SURFACE OF THE CLADDING OF E110 ALLOY BY ION MIXING UNDER IRRADIATION BY ION BEAMS OF Ar AND Xe**

The modification of the substrate surface occurs as a result of irradiation by a beam of accelerated ions ( $\text{Ar}^+$ ,  $\text{Xe}^+$ ) of the substrate to the surface, which is sputtered in vacuum by one or more layers of films, the atoms of which are supposed to be implanted (Al, Cr, Fe, Mo).

The aim of this work was to study the effect of energy and dose of irradiation ions on the efficiency of modification of the near-surface layer of a polycrystalline zirconium substrate by single-component film atoms, which were implanted by ion mixing under the influence of  $\text{Ar}^+$  and  $\text{Xe}^+$  ion beams with a wide energy spectrum.

The surface of the samples was modified at the ILUR-03 facility with a discharge chamber allowing the samples to be irradiated with an ion beam with a wide energy spectrum  $E_{\text{min}}-E_{\text{max}} = 0.5-5$  Kev, the average energy of 3 Kev, the irradiation dose  $(0.5-10) \times 10^{18}$  ion/cm<sup>2</sup>, the irradiation temperature did not exceed 100 ° C. The unit is equipped with three magnetrons that allow sputtering thin films of metals in an inert gas atmosphere at a working gas pressure above  $10^{-4}$  Pa.

It is shown that the depth of  $X_M$  implantation depends linearly on the radiation dose in the range of  $f=(0.5-10) 10^{18}$  ion/cm<sup>2</sup>, and the distribution of embedded atoms of C(x) films has several maxima under irradiation with  $\text{Ar}^+$  ions. This effect is assumed when irradiated with  $\text{Xe}^+$  ions.

Е.А. КУЛЕШОВА<sup>1,2</sup>, А.С. ФРОЛОВ<sup>1</sup>, Н.В. СТЕПАНОВ<sup>1</sup>

<sup>1</sup>НИИЦ «Курчатовский институт»

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
nikita\_stepanov\_1994@bk.ru

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ОБРАЗОВАНИЕ ПОРИСТОСТИ СТАЛИ 08X18N10T**

Одним из основных узлов реактора являются внутрикорпусные устройства (ВКУ). ВКУ находятся в активной зоне и набирают большую повреждающую дозу. Для увеличения срока эксплуатации строящихся и действующих реакторов ВВЭР на срок до 60 лет необходимо исследовать поведение аустенитных сталей для ВКУ (08X18N10T) под воздействием больших повреждающих доз (порядка 100 сна).

В связи с большой длительностью проведения облучения тепловыми нейтронами в реальных условиях, а также существенным отличием спектра нейтронов и различиями в радиационно-индуцированных сегрегациях (РИС) при ускоренном облучении в быстром реакторе, в данной работе было использовано облучение ионами Ni, с предварительной имплантацией ионов He для имитации гелиевой пористости в сталях.

Имплантация ионами Ni проводилась с энергией 11,5 МэВ до повреждающей дозы 300 сна. Для подготовки образцов использовалась двухлучевая система FIB Helios Nanolab 650. Далее образцы стали исследовались в ПЭМ Titan 80-300 и РЭМ Merlin производства FEI. Был разработан метод оценки пористости в образцах сталей, основанный на создании бинарных масок и послойного считывания профиля.

Установлено, что ионное облучение стали 08X18N10T приводит к образованию двух систем пор со средними диаметрами  $129 \pm 1$  нм и  $344 \pm 1$  нм и карбидов титана TiC различных размеров и формы. Область максимального распухания находится на глубине  $\sim 2,2$ - $2,4$  мкм.

Ионное облучение ионами никеля приводит к возникновению локальных неоднородностей химического состава (прежде всего, никеля): на границах зерен, межфазных границах пора-матрица и на поверхности фазовых выделений. При этом концентрация никеля на межфазных границах и порах достигает концентрации 25 ат.%. Глубина максимальной имплантации ионов никеля составила 2925 нм.

E.A. KULESHOVA<sup>1,2</sup>, A.S. FROLOV<sup>1</sup>, N.V. STEPANOV<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>*NRC “Kurchatov institute”*  
<sup>2</sup>*National Research Nuclear University “MEPhI”*  
nikita\_stepanov\_1994@bk.ru

## **STUDY OF THE EFFECT OF ION IRRADIATION ON THE POROSITY OF STEEL 08H18N10T**

Vessel internals is one of the most important unit in nuclear reactor. Internals are active in the area and are gaining a lot of damaging dose. To increase the service life of the WWER reactors under construction and operating for up to 60 years, it is necessary to study the behavior of austenitic steels for vessel internals (08Ch18N10T) under the influence of big damaging doses (about 100 dpa).

Due to the long duration of thermal neutron irradiation under real conditions, as well as the significant difference in the neutron spectrum and differences in radiation-induced segregation (RIS) under accelerated irradiation in a fast reactor, Ni ion irradiation was used in this work, with pre-implantation of He ions to simulate helium porosity in steels.

Ni ion implantation was performed with an energy of 11.5 MeV to a damaging dose of 300 dpa. Two-beam system FIB Helios Nanolab 650 was used for sample preparation. Then the samples were investigated in TEM Titan 80-300 and SEM Merlin production FEI. A method for estimating porosity in steel samples was developed based on the creation of binary masks and layer-by-layer profile reading.

It is established that ion irradiation of steel 08Ch18N10T leads to the formation of two systems of pores with an average diameter of  $129\pm 1$  nm and  $344\pm 1$  nm and titanium carbides TiC of different sizes and shapes. The area of maximum swelling is at a depth of  $\sim 2.2$ - $2.4$   $\mu\text{m}$ .

Ion irradiation with Nickel ions leads to the appearance of local inhomogeneities of the chemical composition (primarily Nickel): at the grain boundaries, the interfacial boundaries of the pore matrix and on the surface of the phase precipitates. The concentration of Nickel on the interfacial boundaries and pores reaches a concentration of 25 at.%. The depth of maximum implantation of Nickel ions was 2925 nm.

Е.А.КУЛЕШОВА, С.В.ФЕДОТОВА, Л.В.КУТУЗОВ,  
И.В.КОЗЛОВ

*НИИ “Курчатовский институт”, г. Москва, Россия*

E-mail: s\_v\_fedotova@mail.ru

## **СРАВНИТЕЛЬНЫЕ АЗТ-ИССЛЕДОВАНИЯ ФАЗОВОГО СОСТАВА ОБРАЗЦОВ МОДЕЛЬНОЙ КОРПУСНОЙ СТАЛИ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ РАЗЛИЧНЫМИ МЕТОДАМИ**

Одним из методов исследования наноразмерных фаз является атомно-зондовая томография (АЗТ), позволяющая проводить количественный анализ элементного состава образцов с разрешением, близким к атомарному. Образцы для исследований представляют собой иглы с радиусом кривизны острия  $\sim 30\div 150$  нм. При этом характерный размер исследуемой области составляет  $20\times 20\times 250$  нм. Традиционным методом изготовления АЗТ-образцов является метод электрохимического травления. Однако при ограниченном объеме исследуемого материала или при необходимости исследования определенных мест образца, например, границ зерен/фаз, применяют метод фокусированного ионного пучка (FIB-focused ion beam). Кроме того, изготовление игл из образцов, приготовленных для исследований методом просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ), позволяет снизить влияние неоднородности химического состава материала при сравнении результатов ПЭМ и АЗТ-исследований. Однако при изготовлении образцов методом FIB возможны повреждения структуры пучком ионов Ga. В этой связи в данной работе были проведены сравнительные АЗТ-исследования образцов, изготовленных различными методами.

Образцы из модельной термически состаренной Ni-Cr-Mo стали были изготовлены методами электрохимической полировки и фокусированного ионного пучка. Последующий набор данных проводили с использованием атомного зонда Cameca LEAP 4000 HR при идентичных параметрах (температура образца, частота импульса, скорость детектирования и амплитуда импульсной составляющей). Обработку результатов проводили с использованием программного обеспечения Cameca IVAS. Полученные результаты по плотности и составу преципитатов в исследованных образцах в пределах погрешности практически совпадают, а средние значения концентрации элементов в исследованных образцах находятся в хорошем соответствии с химическим составом модельного сплава. Таким образом, метод изготовления образцов (при правильном выборе режимов травления FIB) не влияет на результаты АЗТ-анализа.

E.A.KULESHOVA, S.V.FEDOTOVA, L.V.KUTUZOV,  
I.V.KOZLOV

*NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia*

E-mail: s\_v\_fedotova@mail.ru

**COMPARATIVE APT-RESEARCH OF PHASE  
COMPOSITION OF MODEL RPV STEEL SAMPLES  
MANUFACTURED BY DIFFERENT METHODS**

One of the method for study of nanoscale phase is atomic probe tomography (APT), which allows quantitative analysis of the elemental composition of samples with near-atomic resolution. Research samples are needles with a radius of curvature of ~ 30-150 nm at the tip. In this case, the characteristic size of the study area is 20×20×250 nm.

The traditional method of manufacturing APT samples is the method of electrochemical etching. However, with a limited volume of the sampling material or if, study of certain spots of the sample like grain/phase boundaries is required, the method of focused ion beam (FIB-focused ion beam) is used. In addition, the manufacture of needles from samples prepared for studies using transmission electron microscopy (TEM) makes it possible to reduce the influence of the heterogeneity of the chemical composition of the material when comparing the results of TEM and APT studies. However, in the preparation of samples using the FIB method, damage to the structure by a Ga ion beam is possible. In this regard, comparative APT studies of samples manufactured using various methods were carried out.

Samples of model thermally aged Ni-Cr-Mo steel were fabricated using electrochemical polishing and focused ion beam (FIB ion milling). The subsequent data collection was performed using a Cameca LEAP 4000 HR atomic probe with identical parameters (sample temperature, pulse frequency, detection rate, and amplitude of the pulse fraction). Processing of the results was performed using Cameca IVAS software. The obtained results on the density and composition of precipitates in the studied samples within the limits of error practically coincide, and the average values of the concentration of elements in the studied samples are in good agreement with the chemical composition of the model alloy. Thus, the method of manufacturing samples (with the right choice of FIB etching modes) does not affect the results of APT analysis.

# АННОТАЦИИ ДОКЛАДОВ

Секция 2 – 30 октября

# ABSTRACTS OF REPORTS

Section 2– October, 30



Н. ЯСТРЕБИНСКИЙ, В.И. ПАВЛЕНКО, А.В. ЯСТРЕБИНСКАЯ  
*Белгородский государственный технологический университет  
им. В.Г. Шухова, г. Белгород, Россия  
[yrndo@mail.ru](mailto:yrndo@mail.ru)*

## **ИОННО-ПЛАЗМЕННОЕ ВАКУУМНОЕ МАГНЕТРОННОЕ НАПЫЛЕНИЕ ТИТАНА И АЛЮМИНИЯ НА ЦИРКОНИЕВЫЕ СПЛАВЫ**

Цирконий и его сплавы подвергаются в атмосфере кислорода, углекислого газа при температурах выше 500 °С интенсивному окислению, которое сопровождается образованием на поверхности достаточно толстого слоя двуокси циркония и растворением кислорода в металле и подокисных слоях, приводящем к охрупчиванию материала. Эти явления значительно сокращают возможность использования сплавов циркония в качестве конструкционных материалов для ядерных реакторов, в частности, для газовых реакторов с теплоносителем на основе углекислого газа. Для уменьшения скорости окисления и проникновения кислорода в циркониевую подложку разработан способ ее модифицирования с помощью нанесения на поверхность защитных покрытий металлического титана и алюминия методом ионно-плазменного вакуумного магнетронного напыления с использованием вакуумной установки QUADRA 500 TM, оснащенной несбалансированной магнетронной распылительной системой. В качестве плазмообразующего газа использовался аргон. Данный метод позволяет получать плотные микро- и нанокристаллические структуры на поверхности различных материалов с приданием им системы экстраординарных свойств. В работе представлены методика и способ нанесения металлического покрытия на поверхность циркония и его сплавов. Проведено сравнение микроструктуры поверхностей исходной циркониевой подложки и циркония с нанесенным покрытием. Установлено, что толщина нанесенного металлического титана и алюминия практически одинакова по всей поверхности циркониевой подложки и составляет ~ 1,5 мкм, а граница раздела нанесенного металлического титана (алюминия) и циркония прослеживается на всем участке съемки. Показано, что нанесение на циркониевую подложку металлического покрытия значительно повышает температуру его термоокисления.

R.N. YASTREBINSKY, V.I. PAVLENKO,

A.V. YASTREBINSKAYA

*Belgorod state technological university of V.G. Shukhov, Belgorod, Russia*  
[yrndo@mail.ru](mailto:yrndo@mail.ru)

## **ION-PLASMA VACUUM MAGNETRON DUSTING OF THE TITAN AND ALUMINIUM ON ZIRCONIUM ALLOYS**

Zirconium and its alloys are exposed in the atmosphere of oxygen, carbon dioxide at temperatures over 500 °C to intensive oxidation which is followed by education on a surface of rather thick layer of dioxide of zirconium and dissolution of oxygen in the metal and suboxide layers leading to material embrittlement. These phenomena considerably reduce a possibility of use of alloys of zirconium as constructional materials for nuclear reactors, in particular, for gas reactors with the heat carrier on the basis of carbon dioxide. The way of her modifying by means of drawing on a surface of sheetings of the metal titan and aluminum by method of ion-plasma vacuum magnetron dusting with use of the vacuum QUADRA 500 TM installation equipped with unbalanced magnetron spraying system is developed for reduction of speed of oxidation and penetration of oxygen into a zirconium substrate. As plasma-forming gas argon was used. This method allows to receive dense micro and nanocrystal structures on the surface of various materials with giving of the system of extraordinary properties to them. In work the technique and a way of drawing a metal covering on the surface of zirconium and its alloys are presented. Comparison of a microstructure of surfaces of an initial zirconium substrate and zirconium with the put covering is carried out. It is established that thickness of the applied metal titanium and aluminum is almost identical on all surface of a zirconium substrate and makes ~ 1,5 microns, and the border has undressed the applied metal titanium (aluminum) and zirconium is traced on all site of shooting. It is shown that drawing on a zirconium substrate of a metal covering considerably increases temperature of his thermooxidation.

## СПАРК-ПЛАЗМЕННОЕ СПЕКАНИЕ КОМПОЗИЦИОННОЙ КЕРАМИКИ НА ОСНОВЕ $\text{SiAlON}$

Сиалоны – новый перспективный класс конструкционных материалов для получения изделий, обладающих высокой прочностью, устойчивостью к окислению, низким коэффициентом теплового расширения и т.д. Керамические материалы на основе сиалонов находят широкое применение в различных областях техники: от огнеупорных изделий и высокопрочных инструментов для обработки металлов до элементов конструкций атомной техники. Введение в состав керамических композитов низкомолекулярного гексагонального BN (h-BN) позволяет существенно повысить стойкость получаемых изделий к термоудару, снижая при этом коэффициент трения. Керамические композиты в системе  $\beta\text{-Si}_{6-z}\text{Al}_z\text{O}_z\text{N}_{8-z}$  – BN могут применяться в металлургии для изготовления изделий, подвергающихся при эксплуатации воздействию значительных термомеханических нагрузок и агрессивных сред. Целью настоящей работы являлось получение данных композитов, используя передовые технологии порошковой металлургии: спарк-плазменное спекание смесей порошков  $\beta\text{-Si}_{6-z}\text{Al}_z\text{O}_z\text{N}_{8-z}$  и h-BN, полученных самораспространяющимся высокотемпературным синтезом (СВС). Так же, с целью повышения прочностных характеристик спекаемых композитов, использовались добавки SiC и TiN.

В ходе работы были получены образцы с относительной плотностью от 73 до 99 % и содержанием h-BN от 0 до 30 масс. %. Они имели форму диска диаметром 10 мм и толщиной 1-1,3 мм. При испытании предела прочности при изгибе диаметр опорного кольца составлял 7,5 мм. Проведенные испытания показали, что разрушение данных образцов имеет выраженный хрупкий характер с образованием осколочных фрагментов. Определяющим параметром для уровня прочности композита при изгибе является его относительная плотность.

Выявленный уровень прочностных характеристик и их зависимость от относительной плотности у исследованных композитов хорошо соответствует уровню прочностных характеристик и аналогичным зависимостям у схожих по составу керамических композитов, но полученных другими методами. Также установлено, что варьирование в составе исследуемых композитов содержания h-BN в диапазоне от 0 до 30 масс. % практически не влияет на их прочностные характеристики. Максимальная прочность при изгибе достигает 250-300 МПа.

Замещение в составе композита 20-40 масс. % сиалоновой фазы другими тугоплавкими соединениями, обладающими высокими значениями модуля упругости (SiC и TiN) позволяет значительно повысить прочность композитов состава  $\beta\text{-Si}_5\text{AlON}_7$  – (10 масс.%) BN при изгибе. Образцы с относительной плотностью 96-99 %, спеченные при 1750 °С, после испытаний на изгиб демонстрируют увеличение прочности в среднем на 30-40 %, по сравнению с композитами состава  $\beta\text{-Si}_5\text{AlON}_7$  – BN без добавок.

Представленные исследования проводились при поддержке РНФ (проект № 16-19-10213) и Минобрнауки РФ (проект № 11.1957.2017/4.6).

E. V. SHORNIKOVA, A. V. TENISHEV, D. P. SHORNIKOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[nev\\_92@bk.ru](mailto:nev_92@bk.ru)

## **SPARK-PLASMA SINTERING OF SiAlON CERAMIC COMPOSITES**

Sialons - a new promising class of structural materials for the production of products with high strength, oxidation resistance, low coefficient of thermal expansion, etc. Ceramic materials based on sialons are widely used in various fields of technology: from refractory products and high-strength tools for metal processing to structural elements of nuclear equipment. The addition of low-modulus hexagonal BN (h-BN) to the composition of ceramic composites makes it possible to significantly increase the resistance of the resulting products to thermal shock, while reducing the coefficient of friction. Ceramic composites of the composition  $\beta\text{-Si}_{6-z}\text{Al}_z\text{O}_z\text{N}_{8-z}\text{-BN}$  can be used in metallurgy for the manufacture of articles exposed to significant thermomechanical loads and corrosive media during operation. The purpose of this work was to obtain these composites using advanced technologies of powder metallurgy: spark-plasma sintering of mixtures of  $\beta\text{-Si}_{6-z}\text{Al}_z\text{O}_z\text{N}_{8-z}$  and h-BN powders obtained by self-propagating high-temperature synthesis (SHS). Also, in order to increase the strength characteristics of the sintered composites, SiC and TiN additives were used.

In the course of the work, samples were obtained with a relative density of 73 to 99% and an h-BN content of 0 to 30 wt.%. They had a disk shape with a diameter of 10 mm and a thickness of 1-1.3 mm. When testing the flexural strength, the diameter of the support ring was 7.5 mm. The tests carried out showed that the destruction of these samples has a pronounced brittle character with the formation of fragments. The determining parameter for the strength level of a composite in bending is its relative density.

The revealed level of strength characteristics and their dependence on the relative density of the composites studied are in good agreement with the level of strength characteristics and similar dependencies in ceramic composites similar in composition but obtained by other methods. It was also found that the variation in the composition of the investigated composites of the h-BN content in the range from 0 to 30 wt.% practically does not affect their strength characteristics. The maximum flexural strength reaches 250-300 MPa.

Substitution in the composition of a composite of 20-40 wt. % of the sialon phase by other refractory compounds with high values of the modulus of elasticity (SiC and TiN) makes it possible to significantly increase the strength of composites of the composition  $\beta\text{-Si}_5\text{AlON}_7$  - 10 wt. % BN. Samples with a relative density of 96-99%, sintered at 1750 °C, after bending tests show an increase in strength by an average of 30-40%, compared to composites of the composition  $\beta\text{-Si}_5\text{AlON}_7\text{-BN}$  without additives.

The presented work was supported by The Ministry of Education and Science of the Russian Federation (Project 11.2594.2017/4.6) and Russian Science Foundation (Project 16-19-10213).

В.Н. КАЗАКОВА, А.Г. ЖОЛНИН, Д.П. ШОРНИКОВ  
*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[kazackovavictorija@yandex.ru](mailto:kazackovavictorija@yandex.ru)

## **СОВМЕСТНОЕ ВЛИЯНИЕ МИП И СПС МЕТОДОВ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА КРУПНОЗЕРНИСТОГО ПОРОШКА SiC**

Карбид кремния (SiC) обладает рядом уникальных физико-химических свойств: низкая плотность, высокая твердость и прочность, химическая стойкость в окислительных средах, высокая термостойкость. Благодаря этим свойствам SiC имеет широкую область применения: от аэрокосмической и химической промышленности, где преобладают повышенные температуры и агрессивные среды, до абразивных и режущих инструментов.

Плотные компакты из карбида кремния удается получить только при использовании нанопорошка карбида кремния или связующих добавок. Получение нанопорошка карбида кремния сопряжено с большими затратами. Инородные добавки ухудшают характеристики конечного материала. Попытки получения мелкодисперсного порошка путем механического размола малоэффективны и сопровождаются неконтролируемым загрязнением порошка материалом мелющих шаров. Этот недостаток отсутствует, если использовать для размола порошка метод магнитно-импульсного прессования (МИП).

Наиболее перспективным методом консолидации карбида кремния является спарк-плазменное спекание (СПС). Принцип заключается в совместном воздействии на порошковый материал импульсного постоянного тока и механического давления.

V.N. KAZAKOVA, A.G. ZHOLNIN, D.P. SHORNIKOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[kazackovavictorija@yandex.ru](mailto:kazackovavictorija@yandex.ru)

## **THE EFFECT OF INFLUENCE OF MIP AND SPS METHODS ON THE STRUCTURE AND PROPERTIES OF COARSE-GRAINED SiC POWDER**

Silicon carbide (SiC) has a number of unique physicochemical properties: low density, high hardness and strength, chemical resistance in oxidizing environments, high temperature resistance. Due to these properties, SiC has a wide range of applications: from the aerospace and chemical industries, where elevated temperatures and corrosive environments prevail, to abrasive and cutting tools. Dense compacts of silicon carbide can be obtained only with using of nanopowder silicon carbide or binder additives. Obtaining nanopowder silicon carbide is associated with high costs. Foreign additives degrade the characteristics of the final material. Attempts to obtain fine powder by mechanical grinding are ineffective and are accompanied by uncontrolled contamination of the powder with the material of grinding balls. This disadvantage is absent if the method of magnetic-pulse pressing (MPP) is used for grinding the powder.

The most promising method for the consolidation of silicon carbide is spark-plasma sintering (SPS). The principle is the joint action of pulsed direct current and mechanical pressure on the powder material.

Б.В. ГУРОВИЧ<sup>1</sup>, Б.В. ГОНЧАРОВ<sup>1</sup>, Л.В. КУТУЗОВ<sup>1</sup>,  
К.Е. ПРИХОДЬКО<sup>1,2</sup>, Д.А. КОМАРОВ<sup>1</sup>,  
А.Г. ДОМАНТОВСКИЙ<sup>1</sup>, М.М. ДЕМЕНТЬЕВА<sup>1</sup>

<sup>1</sup>НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
[bvgoncharov@gmail.com](mailto:bvgoncharov@gmail.com)

## **ФОРМИРОВАНИЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ИНТЕГРИРОВАННЫХ РЕЗИСТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В НАНОПРОВОДАХ NbN С ПОМОЩЬЮ ОБЛУЧЕНИЯ СМЕШАННЫМИ ИОННЫМИ ПУЧКАМИ**

Традиционный метод «lift-off» создания резистивных элементов Ti-Au имеет ряд недостатков: относительно большие размеры элементов, большое количество технологических операций.

В НИЦ «Курчатовский институт» разработан новый метод создания интегрированных функциональных нанозементав на основе сверхпроводящих тонких пленок NbN, для создания криоэлектронных устройств различного назначения, за счет контролируемых изменений химического состава и модификации свойств наноматериалов с помощью облучения смешанными ионными пучками. Эти методы имеют следующие преимущества: небольшое количество необходимых технологических операций, возможность создания интегрированных элементов малого размера (<100 нм), возможность создания путем управления размерами облучаемой области, дозой излучения и составом пучка, различных функциональных элементов (резисторы, емкости, индуктивности). Для создания резисторов были использованы пленки NbN толщиной 5 нм, полученные катодным распылением на подложках SiO<sub>2</sub>. Формирование структур для электрических измерений проводилось методом электронной литографии и плазмохимического травления. Модификацию пленок NbN проводили смешанным пучком ионов H<sup>+</sup> и OH<sup>+</sup> с энергией (0,1 – 4) кэВ через окна в маске из ПММА требуемой геометрии.

В работе созданы интегрированные резисторы в низкотемпературные сверхпроводящие токовые линии NbN с различными значениями сопротивлений в диапазоне 1Ω-1МΩ.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский институт» (приказ от 09.07.2018 №1639).

B.A.GUROVICH<sup>1</sup>, B.V. GONCHAROV<sup>1</sup>, L.V.KUTUZOV<sup>1</sup>,  
K.E.PRIHODKO<sup>1,2</sup>, D.A.KOMAROV<sup>1</sup>, A.G.DOMANTOVSKY<sup>1</sup>,  
M.M.DEMENTEVA<sup>1</sup>.

<sup>1</sup>NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia  
<sup>2</sup>National Research Nuclear University "MEPhI"  
[bvgoncharov@gmail.com](mailto:bvgoncharov@gmail.com)

## **FORMATION OF LOW TEMPERATURE INTEGRATED RESISTIVE ELEMENTS IN NBN NANOWIRES UNDER ION BEAM IRRADIATION**

Traditional lift-off technique of Ti-Au resistive elements deposition has a number of disadvantages: relatively large sizes of the elements, a large number of technological operations required for sputtering.

New methods for the fabrication of integrated functional nanoelements based on superconducting thin NbN films have been developed at the NRC "Kurchatov Institute" for the creation of cryoelectronic devices for various applications, due to controlled changes in the chemical composition and modification of the properties of nanomaterials under ion beam irradiation.

These methods have the following advantages: low number of necessary technological operations; the possibility of creating integrated elements of small size (<100 nm); by controlling the size of the irradiated region, the radiation dose and the beam composition, various functional elements (resistors, capacitances, inductances) can be created.

To create the resistors ultrathin NbN films with thickness of 5 nm, obtained by cathode sputtering on SiO<sub>2</sub> substrates were used. Formation of structures for electrical measurements was performed by electron lithography and plasma-chemical etching..

Modification of NbN films was performed by composite 0.1-4 keV ion beam of H<sup>+</sup> and OH<sup>+</sup> ions, through the open windows in the PMMA mask of the required geometry..

In this paper, integrated resistors were built into low-temperature superconducting current lines of NbN with different resistances in the range 1Ω-1MΩ.

The work was supported by the NRC "Kurchatov Institute" (№1639).

Б.А. ГУРОВИЧ<sup>1</sup>, Б.В. ГОНЧАРОВ<sup>1</sup>, Е.Д. ОЛЬШАНСКИЙ<sup>1</sup>,  
Л.В. КУТУЗОВ<sup>1</sup>, М.М. ДЕМЕНТЬЕВА<sup>1</sup>, К.Е. ПРИХОДЬКО<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
[bygoncharov@gmail.com](mailto:bygoncharov@gmail.com)

## **СОЗДАНИЕ СВЕРХПРОВОДЯЩИХ ПЛЕНОК КАРБОНИТРИДА МОЛИБДЕНА МЕТОДОМ КАТОДНОГО РАСПЫЛЕНИЯ В КАЧЕСТВЕ ОСНОВЫ ДЛЯ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ НАНОЭЛЕМЕНТОВ**

В настоящее время представляют большой интерес исследования тонких пленок сверхпроводников как основы для наноразмерных электронных устройств (например, однофотонных детекторов), в связи с высокими значениями плотностей критических токов (3-6 МА/см<sup>2</sup>) и относительно высокими температурами перехода в сверхпроводящее состояние (12-14 К). Широко описаны применения пленок NbN, MoN, MoC и др. Однако с бурным развитием криоэлектроники поиск новых материалов остается актуальным.

Методом катодного напыления созданы пленки карбонитрида молибдена (MoCN) различных толщин на подложках из SiO<sub>2</sub>, с использованием мозаичной мишени Mo и C. Напыление проводилось в атмосфере азота. Формирование структур для электрических измерений проводилось методом оптической литографии и плазмохимического травления, с последующим напылением Ni-Pt контактов.

Произведены измерения зависимостей сопротивления от температуры в диапазоне 4,2-300 К. Показано наличие перехода в сверхпроводящее состояние пленок MoCN. Исследована зависимость температуры перехода в сверхпроводящее состояние от толщины пленки. Исследована зависимость величины критического тока перехода от температуры в диапазоне 4,2-13 К

С помощью метода просвечивающей электронной микроскопии измерены толщины пленок, а также построены профили распределения элементов по толщине пленок.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский институт» (приказ от 09.07.2018 №1639).



B.A.GUROVICH<sup>1</sup>, B.V.GONCHAROV<sup>1</sup>, L.V.KUTUZOV<sup>1</sup>,  
K.E.PRIHODKO<sup>1,2</sup>, E.D.OLSHANSKY<sup>1</sup>.  
<sup>1</sup>*NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia*  
<sup>2</sup>*National Research Nuclear University "MEPhI"*  
*[bvgoncharov@gmail.com](mailto:bvgoncharov@gmail.com)*

## **CREATION OF THIN SUPERCONDUCTING CARBONITRIDE MOLYBDENUM FILMS BY CATHODE SPUTTERING METHOD AS A BASIS FOR FUNCTIONAL NANOELEMENTS**

At present, studies of thin superconduction films as a basis for nanoscale electronic devices (such as single-photon detectors) are of great interest in connection with high values of critical current densities (3-6 MA/cm<sup>2</sup>) and relatively high superconducting transition temperatures (12-14 K). Nowadays many type of thin film superconductive materials (NbN, MoN, MoC) are used to build up SSPD and HEB devices. However, with the rapid development of cryoelectronics, the search for new materials remains urgent.

Films made by cathode sputtering were used to create molybdenum carbonitride (MoCN) of various thicknesses on SiO<sub>2</sub> substrates using a Mo and C mosaic target. Sputtering carried out in a nitrogen atmosphere. Formation of structures for electrical measurements was performed by electron lithography and plasma-chemical etching, followed by deposition of Ni-Pt contacts.

Measured resistance versus temperature in the 4.2-300 K range. Shown a transition to the superconducting state of MoCN films. Investigated dependence of the transition temperature on the superconducting state on the film thickness. Measured the dependence of the critical transition current on the temperature in the range 4.2-13 K.

The thicknesses of the films was measured by method of transmission electron microscopy, and the distribution profiles of the chemical elements along the film thickness were constructed.

The work was supported by the NRC "Kurchatov Institute" (№1639).

Н.А. РУБИНКОВСКИЙ, А.В. ТЕНИШЕВ, Д.П. ШОРНИКОВ,  
А.Г. ЗАЛУЖНЫЙ

*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[NARubinkovskiy@yandex.ru](mailto:RARubinkovskiy@yandex.ru)

## **ВЛИЯНИЕ ДОБАВОК ОКСИДА КРЕМНИЯ И ОКСИДА ИТТРИЯ НА СТРУКТУРУ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ОКСИДА АЛЮМИНИЯ, ПОЛУЧЕННОГО МЕТОДОМ СПАРК- ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ**

В работе изучено влияние добавок оксида кремния и оксида иттрия на механические свойства и структуру спеченного с помощью спарк-плазменного метода оксида алюминия. Малые добавки оксида кремния увеличивают модуль упругости (198 ГПа) и предел прочности при изгибе (260 МПа) чистого оксида алюминия, однако, при этом снижается микротвердость и плотность компактов, кроме того микроструктура характеризуется значительной пористостью в теле зерна. Оксид иттрия заметно увеличивает предел прочности (180 ГПа) и микротвердость (23,4 ГПа) керамики. Зависимость микротвердости от содержания  $Y_2O_3$  изменяется по кривой с максимумом, который соответствует значению 0,1 мас. %  $Y_2O_3$ . Оксид иттрия взаимодействует с оксидом алюминия с образованием алюмоиттриевого граната. Это соединение располагается по границам зерен, тем самым прочня их.

N.A. RUBINKOVSKIY, A.V. TENISHEV, D.P. SHORNIKOV,  
A.G. ZALUZHNIY

*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[NARubinkovskiy@yandex.ru](mailto:RARubinkovskiy@yandex.ru)

## **INFLUENCE OF ADDITIVES OF SILICON OXIDE AND YTTRIUM OXIDE ON STRUCTURE AND MECHANICAL PROPERTIES OF ALUMINUM OXIDE RECEIVED BY SPARK-PLASMA SINTERING METHOD**

The effect of additives of silicon oxide and yttrium oxide on the mechanical properties and structure of aluminum oxide sintered by the spark-plasma method has been studied. Small additions of silicon oxide increase the modulus of elasticity (198 GPa) and bending strength (260 MPa) of pure aluminum oxide, however, the microhardness and density of compacts decreases, moreover, the microstructure is characterized by considerable porosity in the grain body. Yttrium oxide markedly increases the tensile strength (180 GPa) and microhardness (23.4 GPa) of ceramics. The dependence of the microhardness on the  $Y_2O_3$  content varies along the curve with a maximum that corresponds to a value of 0.1 wt. %  $Y_2O_3$ . Yttrium oxide reacts with aluminum oxide to form an aluminum yttrium garnet. This connection is located along the grain boundaries, thereby strengthening them.

О.В. КОМЛЕВА, Р.И. РОМАНОВ, Д.В. ФОМИНСКИЙ  
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия  
[Deut2amu@gmail.com](mailto:Deut2amu@gmail.com)

## ВЛИЯНИЕ УСЛОВИЙ ТЕРМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА НА СВОЙСТВА УЛЬТРАТОНКИХ ПЛЕНОК MoS<sub>2</sub> и WSe<sub>2</sub>

Тонкие пленки дихалькогенидов переходных металлов (ДПМ), таких как MoS<sub>2</sub> и WSe<sub>2</sub>, характеризуются сильным поглощением света. Гетероструктуры на их основе имеют сдвиг зон II типа. Это делает их перспективными для использования в различного рода оптоэлектронных приборах, таких как, фотодетекторы, фотовольтаические преобразователи, а также в фото-электрокатализе.

При формировании многослойной пленки важно подобрать условия синтеза отдельных слоев ДПМ, не вызывающие нарушений в предварительно нанесенном тонкопленочном слое из другого ДПМ—материала. В данной работе исследуются условия получения качественных ультратонких пленок MoS<sub>2</sub> и WSe<sub>2</sub> при использовании метода химической обработки металлических и металлооксидных тонкопленочных прекурсоров Mo и W в парах серы/сероводорода и селена соответственно.

Полученные пленки исследовались методами просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ), рентгеновской фотоэлектронной спектроскопии (РФЭС), микроAMANовской спектроскопии (MPC).

Согласно данным измерений РФЭС, сульфидирование Mo-содержащей пленки в парах серы и сероводорода зависело от химического состояния исходного прекурсора. Определены условия эффективного сульфидирования пленок Mo и MoO<sub>x</sub>.

Были получены пленки W, селенированные при температуре 600°C в парах селена. Структура полученной пленки WSe<sub>x</sub> соответствует пленке, обладающей достаточно совершенной кристаллической 2H-решеткой. Таким образом, технологические/температурные «окна» формирования сульфидов молибдена и селенида вольфрама во многом перекрываются. Однако использование различных (металлических или металлооксидных) прекурсоров и халькогено-содержащих активных сред позволяет варьировать условия получения ультратонких пленок с качественными структурными и химическими характеристиками.

O.V. KOMLEVA, R.I. ROMANOV, D.V. FOMISKIJ  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[Deut2amu@gmail.com](mailto:Deut2amu@gmail.com)

**EFFECT OF THERMAL AND CHEMICAL SYNTHESIS  
CONDITIONS ON THE PROPERTIES OF ULTRATHIN  
MoS<sub>2</sub> AND WSe<sub>2</sub> FILMS**

Thin films of transition metal dichalcogenides (DPM), such as MoS<sub>2</sub> and WSe<sub>2</sub>, are characterized by strong absorption of light. The heterostructures based on them have a shift of type II zones. This makes them promising for use in various types of optoelectronic devices, such as photodetectors, photovoltaic converters, and also in photo-electrocatalysis.

When forming a multilayer film, it is important to choose the conditions for the synthesis of individual layers of the PMD, which do not cause disturbances in the previously applied thin film layer from another DPM material. In this paper, we study the conditions for obtaining high-quality ultrathin MoS<sub>2</sub> and WSe<sub>2</sub> films using the method of chemical processing of metal and metal oxide thin-film precursors Mo and W in sulfur/hydrogen sulfide and selenium vapor, respectively.

The technological / temperature “windows” of the formation of sulphides of molybdenum and tungsten selenide largely overlap. However, the use of various (metal or metal oxide) precursors and chalcogen-containing active media makes it possible to vary the conditions for obtaining ultrathin films with high-quality structural and chemical characteristics.

Б.П.МИХАЙЛОВ<sup>1</sup>, В.Я.НИКУЛИН<sup>2</sup>, А.Б.МИХАЙЛОВА<sup>1</sup>,  
П.В.СИЛИН<sup>2</sup>, И.В.БОРОВИЦКАЯ<sup>1</sup>, Е.Н. ПЕРЕГУДОВА<sup>2</sup>  
<sup>1</sup> *Институт металлургии и материаловедения им.А.А.Байкова РАН,*  
*Москва, Россия*  
<sup>2</sup> *Физический институт им П.Н. Лебедева РАН, Москва, Россия*  
borismix@yandex.ru

## **РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ УДАРНО – ВОЛНОВОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ПЛАЗМЫ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА ЛЕНТ НА ОСНОВЕ MgB<sub>2</sub>**

В докладе представлены результаты, полученные в результате изучения влияния направленного ударно-волнового воздействия высокоплотной плазмы на образцы проводов и модельных лент на основе соединения MgB<sub>2</sub>, а также смеси Mg и В. В ходе экспериментов были изучены изменения, происходящие в микроструктуре исследуемых лент, в объеме сверхпроводящего ядра, показано как изменяется плотность и пористость. Методами рентгеноструктурного и фазового анализа исследован фазовый качественный и количественный состав образцов до и после воздействия, а также электрофизические параметры (критический ток (J<sub>c</sub>) и критическая температура (T<sub>c</sub>)).

Работа выполнялась по Государственным заданиям: № 007-00129-18-00 и № 0023-2016-0002.

B.P.MIKHAILOV<sup>1</sup>, V.YA.NIKULIN<sup>2</sup>, A.B. MIKHAILOVA<sup>1</sup>, P.V.  
SILIN<sup>2</sup>, I.V. BOROVITSKAYA<sup>1</sup>, E.N. PEREGUDOVA<sup>2</sup>  
<sup>1</sup> *Baikov Institute of Metallurgy and Materials Science RAS, Moscow, Russia*  
<sup>2</sup> *Lebedev Physical Institute of RAS, Moscow, Russia*  
borismix@yandex.ru

## **RESULTS OF STUDIES OF PLASMA SHOCK-WAVE ACTION ON THE STRUCTURE AND PROPERTIES OF TAPES BASED ON MgB<sub>2</sub>**

The report presents the results of directional shock wave action of high-density plasma on wire samples and model tapes based on MgB<sub>2</sub> and Mg and B mixtures. In the course of the experiments, the changes in the microstructure of investigated tapes and in the volume of superconducting core were researched. It was shown how the density and porosity vary. The phase qualitative and quantitative analysis of the samples before and after the exposure were studied by X-ray diffraction methods. The electro physical parameters (critical current (J<sub>c</sub>) and critical temperature (T<sub>c</sub>) were measured.

The work was carried out in accordance with the State tasks: № 007-00129-18-00 и № 0023-2016-0002.

<sup>1</sup>Д.О. БОБРОВА, <sup>2</sup>М.Ю. КОЖАНОВА, <sup>2</sup>А.А. КОЖАНОВ,  
<sup>3</sup>И.С. ГОЛУБЕНКО, <sup>1</sup>М.П. БОРОНЕНКО,  
<sup>1</sup>И.В. МИЛЮКОВА, <sup>1</sup>П.Ю. ГУЛЯЕВ

<sup>1</sup>*Югорский государственный университет, Ханты-Мансийск, Россия;*

<sup>2</sup>*Дмитровградский инженерно-технологический институт – филиал-  
НИЯУ МИФИ, Дмитровград, Россия;*

<sup>3</sup>*ООО Резонанс Плюс, Дмитровград, Россия*

[MarinaB7@yandex.ru](mailto:MarinaB7@yandex.ru)

## **МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО СОСТОЯНИЯ АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ЭЛЕКТРОНАМИ**

Проблема улучшения технологических свойства сплавов алюминия исключительно важна для реакторов с температурой до 300—350 °С. Получение алюминиевых сплавов методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза вследствие низких энергетических затрат перспективно. В работе представлены результаты исследования воздействия потока электронов (1,8 Мэв) на сплав, имеющий в основе систему Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Al-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, полученного методом СВС. Наблюдалось изменение структуры облученных образцов по сравнению с исходными, обнаружено обогащение межзеренных границ интерметаллидом FeAl<sub>3</sub>, возрастание микротвердости.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ в рамках научных проектов № 18-08-01475, № 18-41-22004 и проекта № 13-01-20/28 ВНШ ЮГУ.

<sup>1</sup>D.O. BOBROVA, <sup>2</sup>M.YU. KOZHANOVA, <sup>2</sup>A.A. KOZHANOV,  
<sup>3</sup>I.S. GOLUBENKO, <sup>1</sup>M.P. BORONENKO,  
<sup>1</sup>I.V. MILYUKOVA, <sup>1</sup>P.YU. GULYAEV  
<sup>1</sup>*Yugra State University, Khanty-Mansiysk, Russia;* <sup>2</sup>*Dimitrovgrad Engineering  
and Technological Institute of the National Research Nuclear University  
MEPhI, Dimitrovgrad, Russia;*  
<sup>3</sup>*OOO Resonance Plus, Dimitrovgrad, Russia*  
MarinaB7@yandex.ru

## **MODIFICATION OF STRUCTURAL-PHASE COMPOSITION OF ALUMINUM ALLOYS IN THE CASE OF ELECTRON IRRADIATION**

The problem of improving the technological properties of aluminum alloys is extremely important for reactors with a temperature of up to 300-350 ° C. The production of aluminum alloys by the method of self-propagating high-temperature synthesis due to low energy costs is promising. The paper presents the results of an investigation of the effect of the electron flux (1.8 MeV) on an alloy having a system of Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Al-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> based on the SHS method. A change in the structure of irradiated samples was observed in comparison with the initial ones, enrichment of grain boundaries with FeAl<sub>3</sub> intermetallide, an increase in microhardness was observed.

This work was supported by the Russian Foundation for Basic Research in the framework of research projects No. 18-08-01475, No. 18-41-22004 and Project No. 13-01-20 / 28 Leading Scientific School of Yugra State University.

М.Г. ИСАЕНКОВА, Ю.А. ПЕРЛОВИЧ, В.А. ФЕСЕНКО, П.Л.  
ДОБРОХОТОВ, К.Е. КЛЮКОВА, С.Д. СТОЛБОВ  
*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*  
*[stolbser@rambler.ru](mailto:stolbser@rambler.ru)*

## **ВЛИЯНИЕ НЕОДНОРОДНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ДЕФОРМАЦИОННОГО УПРОЧНЕНИЯ НА ОРИЕНТАЦИЮ РЕКРИСТАЛЛИЗОВАННЫХ ЗЕРЕН В ХОЛОДНОКАТАНЫХ МОНОКРИСТАЛЛАХ Zr**

Исследовано изменение ориентации монокристалла циркония при холодной прокатке и установлено влияние неоднородности субструктурного состояния зерен, вызванной холодной прокаткой на процесс рекристаллизации в деформированном монокристалле с определенной ориентацией. Установлено, что основным механизмом пластической деформации циркониевых монокристаллов с ориентацией  $(0001)\pm 35^\circ\text{ND-RD}\langle 10.L \rangle$  на первых этапах является двойникование по плоскостям  $\{11.1\}$  и  $\{10.2\}$ , а на заключительных этапах деформации активизируются базисные, призматические и пирамидальные системы скольжения.

M. ISAENKOVA, Yu. PERLOVICH, V. FESENKO, P.  
DOBROKHOTOV, K. KLYUKOVA, S. STOLBOV  
*National Research Nuclear University MEPHI*  
*[stolbser@rambler.ru](mailto:stolbser@rambler.ru)*

## **INFLUENCE OF STRAIN HARDENING DISTRIBUTION INHOMOGENEITY ON ORIENTATION OF RECRYSTALLIZED GRAINS IN COLD-ROLLED SINGLE- CRYSTALS OF Zr WITH THIS ORIENTATION**

The reorientation of single crystal certain orientation at cold rolling was investigated and the influence of inhomogeneity of substructure condition of grains induced by cold rolling process on recrystallization process in a deformed single crystal of Zr with specific initial orientation was established. Established that main mechanisms of plastic deformation of Zr-single crystals with orientation  $(0001)\pm 35^\circ\text{ND-RD}\langle 10.L \rangle$  at the first stages of deformation are twinning on planes  $\{11.1\}$  and  $\{10.2\}$ , at the final stages – basal, prismatic and pyramidal slip systems.



А.Г. ЖОЛНИН, В.В. СТОЛЯРОВ, М.Д. САВЕЛЬЕВ,  
Д.П. ШОРНИКОВ  
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия  
[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## ТЕРМОСТОЙКОСТЬ КОМПОЗИТА КОРУНД-ГРАФЕН

Испытания на износостойкость при трении композита корунд-графен с содержанием графена от 0,5 до 2 мас.% показали, что при комнатной температуре износ крайне мал [1]. Электропроводность, при этом, близка к некоторым металлам [2] и слабо зависит от температуры.

Малый износ при трении, в перспективе, позволит получать высокотемпературные подшипники, не требующие смазки или резцы в проходческих бурах, стойкие к истиранию о грунт. Проводящий композит можно использовать в качестве высокотемпературного электросопротивления или несгораемых контактов в магнитных пускателях.

Целью работы было определение температурной устойчивости композита. При спарк-плазменном спекании исходный порошок нагревался до 1550 °С с выдержкой 10 минут. Получаемые таблетки имели однородные свойства по диаметру. Они были использованы при испытаниях на трение и высокотемпературное электросопротивление. Однако, в установке горячего прессования, при температуре 1600 °С и выдержке 1 час, полученный образец имел видимую неоднородность: центральная часть не отличалась по цвету и микротвердости от образцов, полученных ранее, а периферия имела белый цвет, низкую микротвердость и не проводила электрический ток. Исследование этой области выявило следы химического взаимодействия графена с оксидом алюминия с образованием карбида алюминия и угарного газа. Газ способствовал стабилизации пор с вытекающими из этого низкой микротвердостью.

Проведенное исследование позволило установить температурный предел устойчивости композита корунд-графен, лежащий в районе 1600 °С.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРНЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Zholnin A. G., Klyatskina E. A., Grigoriev E. G., Spark-Plasma Sintering of Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Graphene Nanocomposite. ISSN 2075-1133, Inorganic Materials: Applied Research, 2018, Vol. 9, No. 3, pp. 498–503.
2. Highly Conductive Few-Layer Graphene/Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Nanocomposites with Tunable Charge Carrier Type. Yuchi Fan , Wan Jiang , and Akira Kawasaki. Adv. Funct. Mater. 2012, p/1-7, DOI: 10.1002/adfm.201200632

A.G. ZHOLNIN, V.V. STOLYAROV, M.D. SAVELYEV,  
D.P. SHORNIKOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[SavelyevMD@gmail.com](mailto:SavelyevMD@gmail.com)

## TERMOSTABILITY OF GRAPHENE/ALUMINA

Tests for wear resistance under friction of alumina-graphene composite containing graphene from 0.5 to 2 wt.% Have shown that wear is extremely low at room temperature [1]. The electrical conductivity is close to some metals [2] and weakly depends on temperature.

Low friction wear will allow to obtain high-temperature bearings that do not require lubrication or incisors in tunnel drills that are resistant to abrasion on the ground. Conductive composite can be used as high-temperature electrical resistance or non-combustible contacts in magnetic actuators.

The aim of the work was to determine the temperature stability of the composite. During spark-plasma sintering, the initial powder was heated to 1550 °C with a holding time of 10 minutes. The resulting tablets had uniform properties in diameter. They were used in tests for friction and high-temperature electrical resistance. However, in the hot-pressing installation, at a temperature of 1600 °C and an exposure of 1 hour, the obtained sample had visible heterogeneity: the central part did not differ in color and microhardness from the samples obtained earlier, and the periphery had white color, low microhardness and did not conduct electric current. The study of this area revealed traces of chemical interaction of graphene with aluminum oxide with the formation of aluminum carbide and carbon monoxide. The gas contributed to the stabilization of the pores with the resulting low microhardness.

The study made it possible to establish the temperature limit of stability of the alumina-graphene composite, lying in the region of 1600 °C.

### REFERENCES

1. Zholnin A. G., Klyatskina E. A., Grigoriev E. G., Spark-Plasma Sintering of Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> /graphene Nanocomposite., *Inorganic Materials: Applied Research*, 2018, Vol. 9, No. 3, 498–503.
2. Highly Conductive Few-Layer Graphene/Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Nanocomposites with Tunable Charge CarrierType. Yuchi Fan, Wan Jiang, and Akira Kawasaki. *Adv. Funct. Mater.* 2012, 1-7

Ю.А.ПЕРЛОВИЧ<sup>1</sup>, М.Г.ИСАЕНКОВА<sup>1</sup>, О.А.КРЫМСКАЯ<sup>1</sup>,  
Н.С.МОРОЗОВ<sup>1,а)</sup>, Р.А.МИНУШКИН, И.В.РЯХОВСКИХ<sup>2</sup>

<sup>1</sup>НИЯУ МИФИ, Москва, Россия

<sup>2</sup>ООО «Газпром ВНИИГАЗ», Москва, Россия

<sup>а)</sup>[NSMorozov@mephi.ru](mailto:NSMorozov@mephi.ru)

## **ВЛИЯНИЕ НЕОДНОРОДНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕКСТУРЫ И МАКРОНАПРЯЖЕНИЙ В ТРУБАХ МАГИСТРАЛЬНЫХ ГАЗОПРОВОДОВ НА ТОРМОЖЕНИЕ В НИХ КОРРОЗИОННЫХ ТРЕЩИН**

Во многих странах имеется протяженная система магистральных газопроводов (МГ). При эксплуатации МГ одной из проблем является разрушение труб за счет коррозионного растрескивания под напряжением (КРН). Во время работы труб возможно отслаивание защитного покрытия и доступ к приповерхностному электролиту, что вызывает зарождение коррозионных трещин. Этот процесс вызван сочетанием трех факторов: состава коррозионной среды, наличием растягивающих напряжений и предрасположенности материала труб к КРН. Однако механизмы дальнейшего распространения трещин все еще недостаточно изучены. Кроме того, мало исследовано влияние неоднородности кристаллографической текстуры и распределения остаточных напряжений по толщине стенки труб на процессы КРН.

Послойная неоднородность текстуры возникает при горячей прокатке стальных листов, из которых производят трубы МГ. Характер этой неоднородности зависит от технологических параметров горячей прокатки. Это температура нагрева продукта, температура валков во время прокатки, градиент температуры по толщине листа, насыщение поверхностного слоя примесями внедрения и последующая технологическая обработка листа после основной прокатки. В работе показано, что сопротивление материала труб КРН может увеличиваться, когда степень неоднородности текстуры по толщине стенки листа повышается.

Проведены рентгеновские исследования кристаллографической текстуры и структурных характеристик для наружных и внутренних слоев труб МГ различного производства с участками КРН и без них. Показано, что участки труб, не поврежденные КРН, характеризуются значительной послойной текстурной неоднородностью, тогда как в трубах со слабой текстурной неоднородностью количество трещин КРН велико. Эти результаты подтверждены данными исследования труб с помощью метода EBSD, свидетельствующими об остановке роста трещин при достижении зерен с резко отличающейся кристаллографической ориентацией. Показана корреляция между глубиной коррозионных трещин и толщиной по-

верхностного слоя, в котором параметры текстуры существенно отличаются от параметров текстуры средних слоев. Анализ текстурных данных показывает, что усиление текстурной компоненты  $\{110\}\langle 001\rangle$  в поверхностном слое трубы увеличивает ее сопротивление КРН, а повышенное содержание компонент  $\{001 - 111\}\langle 110\rangle$  повышает восприимчивость материала трубы к КРН. Таким образом, более высокая степень неоднородности текстуры по толщине стенки трубы увеличивает ее устойчивость к растрескиванию.

Проведена оценка остаточных макронапряжений по толщине стенки труб МГ. На поверхности труб обнаружены растягивающие тангенциальные напряжения. Очевидно, что они способствуют развитию процесса разрушения, тогда как сжимающие тангенциальные напряжения препятствуют разрушению. В работе показано, что смена растягивающих напряжений на сжимающие происходит на расстоянии  $\sim 20\%$  от внешней поверхности трубы, что согласуется с преобладающей глубиной КРН трещин.

Таким образом, толщина слоя торможения КРН-трещин определяется совместным действием двух факторов: во-первых - ослабление тангенциальных растягивающих напряжений по мере удаления от внешней поверхности трубы, и во-вторых - наличие в пределах переходного слоя текстурной неоднородности, которая возникает при горячей прокатке стальных листов.

Yu.A. PERLOVICH<sup>1</sup>, M.G. ISAENKOVA<sup>1</sup>, O.A. KRYMSKAYA<sup>1</sup>,  
N.S. MOROZOV<sup>1</sup>, R.A. MINUSHKIN and I.V. RYAKHOVSKIKH<sup>2</sup>

<sup>1</sup>National Research Nuclear University "MEPhI", Moscow, Russia;

<sup>2</sup>LLC «Gazprom VNIIGAZ», Razvilka village, Moscow region, Russia

<sup>a)</sup>[NSMorozov@mephi.ru](mailto:NSMorozov@mephi.ru)

## **THE INFLUENCE OF THE NON-UNIFORM DISTRIBUTION OF TEXTURE AND MACROSTRESS IN THE MAIN GAS PIPES ON INHIBITION STRESS CORROSION CRACKING**

Many countries have an extended system of main gas pipelines (MGP). By exploitation of MGP, one of problems is the pipes breaking by the stress corrosion cracking (SCC). During the operation of the pipes, the protective coating is possible to peel off so the near-soil electrolyte accesses the pipe surface, what facilitates the onset of the cracks formation. This process caused by a combination of three factors: the composition of the corrosive environment, the tensile stresses and the susceptibility of the material to the SCC. However, mechanisms of the cracks propagation or their inhibition in the material has been insufficiently studied yet. Also, the influence of the texture inho-

mogeneity and the residual stresses distribution along the wall thickness of the pipes on the SCC process has been few researched.

The layerwise texture inhomogeneity arises during the hot rolling of steel sheets, which used for the pipes production. The nature of this inhomogeneity depends on the technological parameters of rolling, which are the heating temperature of the product, the rolls temperature during rolling, the temperature gradient across the sheet thickness, the saturation of the surface layer by interstitial impurities and the following sheet technological processing. The resistance of the tubes material to the SCC damage can increase, when the texture inhomogeneity rises along the wall thickness of the sheet.

In this work, X-ray studies of the crystallographic texture and structural characteristics for the outer and inner layers of sections of MGP pipes of different production with and without SCC were performed. It is shown that non-damaged by SCC pipes sections are characterized by significant layer-by-layer textural inhomogeneity, whereas in pipes with weak textural heterogeneity the number of SCC cracks is larger. These results are confirmed by the pipes study using the EBSD method. It indicated that the crack stops when achieves the grain having sharply different orientation. Therefore, these results show the correlation between the corrosion cracks depth with the surface layer thickness with sharply different texture parameters as compared to middle layers. An analysis of texture data also shows that the intensification of texture component  $\{110\}\langle 001\rangle$  in outer layers can increase the resistance of pipes to SCC. While an enhanced content of components  $\{001-111\}\langle 110\rangle$  heightens the material susceptibility to SCC. Thus, a higher degree of heterogeneity of texture across the wall thickness of the tube increases its resistance to cracking.

In the work, the residual macrostresses were also evaluated across the pipes wall thickness. Tensile tangential stresses were found on the pipes surface. Obviously, they contribute to the development of the fracture process, while compressive tangential stresses prevent fracture. The change to compressive stress occurs at a distance of  $\sim 20\%$  from the pipe surface. This consistent with the prevailing depth of the SCC cracks.

The layer thickness of the SCC cracks braking determined by the combined action of two factors. Firstly, this is the decreasing of tangential tensile stresses while moving away from the outer surface of the pipe. Secondly, it is the presence of layer-by-layer textural inhomogeneity, arising by the hot rolling of steel sheets.

М.М. ЗАРИПОВА\*, М.Г. ИСАЕНКОВА, Ю.А. ПЕРЛОВИЧ,  
А.В. ОСИНЦЕВ, В.А. ФЕСЕНКО  
*Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ,  
Москва, Россия*

\*[MMZaripova@mephi.ru](mailto:MMZaripova@mephi.ru)

## **ИЗУЧЕНИЕ ОБРАТИМЫХ МАРТЕНСИТНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ В СВЕРХУПРУГИХ СПЛАВАХ НА ОСНОВЕ Ti-Nb**

В настоящее время перспективными для медицинских целей рассматриваются сплавы на основе Ti-Nb, обладающие биомеханической и биохимической совместимостью с костной тканью. Эти сплавы содержат только безопасные химические элементы, разрешенные к медицинскому применению, обладают высокой коррозионной стойкостью в средах организма, характеризуются низким модулем упругости 10-40 ГПа, сопоставимым с костной тканью, и эффектом сверхупругости на уровне 0,5%. Эффекты сверхупругости и памяти формы в таких сплавах происходят благодаря обратимому мартенситному превращению  $\beta$  (ОЦК)  $\leftrightarrow$   $\alpha'$  (орторомбическая решетка), которое происходит при соблюдении ориентационного соотношения между плоскостями и направлениями решеток. На данный момент актуальным становится создание в сверхупругих сплавах такой кристаллографической текстуры, которая обеспечила бы повышение их функциональных и эксплуатационных характеристик

В данной работе представлены результаты анализа структуры, кристаллографической текстуры и анизотропии свойств фольг, прокатанных из кованных слитков сплавов Ti-22%Nb-6%Zr, Ti-9%Nb-46%Zr, Ti-22%Nb-(1-1,5)%O и подвергнутых термической обработке в температурном интервале 550-700°C. На основании анализа закономерностей формирования кристаллографической текстуры в фольгах при холодной прокатки установлены основные механизмы пластической деформации. Варьирование температуры отжига в пределах 100° позволяет изменять кристаллографическую текстуру деформированных фольг за счет активизации разных процессов при отжиге и, тем самым, функциональные и механические свойства материала. Испытания исследованных фольг при растяжении вдоль и поперек направления прокатки (НП), а также при циклических испытаниях вдоль указанных направлений (растяжение с последующей полной разгрузкой образца) подтверждают наличие в материале анизотропии свойств. Показано, что эффект сверхупругости является ориентационно- и структурно зависимым также, как и анизотропия механических свойств.

M.M.ZARIPOVA, M.G. ISAENKOVA, YU.A.PERLOVICH,  
A.V. OSINETSEV, V.A. FESENKO

*National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia*

*\*MMZaripova@mephi.ru*

## **THE STUDY OF REVERSIBLE MARTENSITIC TRANSFORMATIONS IN SUPERELASTIC ALLOYS BASED ON Ti-Nb**

At present, Ti-Nb-based alloys, having biomechanical and biochemical compatibility with bone tissue, are considered as prospective for medical purposes. These alloys contain only safe chemical elements permitted for medical application, have high corrosion resistance in environments of the body, characterized by a low modulus of elasticity 10-40 GPa, comparable to that of bone tissue, and the effect of superelasticity guaranteed above 0.5%. The effects of superelasticity and shape memory in such alloys are realized due to the reversible martensite transformation  $\beta$  (bcc)  $\leftrightarrow$   $\alpha'$  (orthorhombic lattice), which occurs at the maintaining of the orientation relationship between the planes and directions of these lattices. At the moment, it becomes relevant to create in a superelastic alloys such a crystallographic texture that would ensure an increase in their functional and operational characteristics.

This paper presents the results of analysis of the structure, crystallographic texture and anisotropy of the properties of foils rolled from forged ingots from Ti-22% Nb-6%Zr, Ti-9%Nb-46%Zr, Ti-22%Nb-(1-1,5)%O alloys and subjected to thermal treatment in the temperature range of 550-700°C. Based on the analysis of regularities in the formation of crystallographic texture in foils during cold rolling, the basic mechanisms of plastic deformation are established. Varying the annealing temperature within 100° makes it possible to change the crystallographic texture of deformed foils due to the activation of different processes during annealing and, thus, the functional and mechanical properties of the material.

Tests of the investigated foils during stretching along and across the rolling direction, as well as during cyclic tests along these directions (stretching with subsequent complete discharge of the sample) confirm the presence of anisotropy in these foils. It was shown, that the effect of superelasticity is orientation- and structure-depending, as well as the anisotropy of mechanical properties.

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ПОЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИТА «МАГНИЙ-КОСТНОЕ ВЕЩЕСТВО» ДЛЯ БИОРАЗЛАГАЕМЫХ ИМПЛАНТАТОВ МЕТОДОМ ПОРОШКОВОЙ МЕТАЛЛУРГИИ

Перспектива создания биосовместимых имплантатов для лечения сложных переломов обозначила в последние годы одно из приоритетных направлений развития материаловедения для нужд имплантационной хирургии. Поскольку традиционные металлические биоматериалы являются биосовместимыми, но не подвержены биологическому разложению, интерес вызывает применение магния (Mg), который является биodeградируемым и биоабсорбируемым элементом.

В настоящей работе представлены результаты получения заготовки композита «магний (Mg)-костное вещество(гидроксиапатит HA)» (рис.1) методами порошковой металлургии для биоразлагаемого имплантата, опробован лабораторный метод синтеза биологического костного вещества- гидроксиапатита (HA) из костей. Отработаны параметры спекания композита с помощью методов СПС (SPS), а так же подобран оптимальный количественный и качественный состав композита. Показано, что полученные образцы обладают высокой пористостью-, что является важным показателем для ускоренной регенерации костной ткани. Проведены коррозионные испытания магниевого композита в физиологическом растворе.

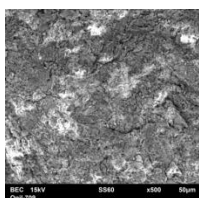
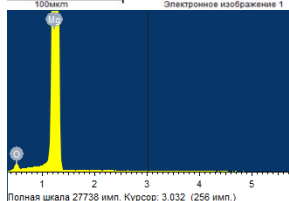
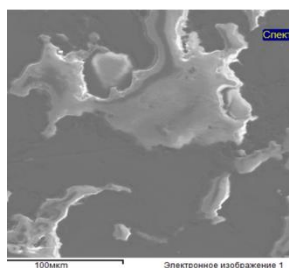
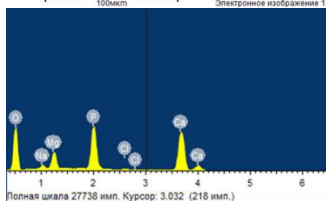
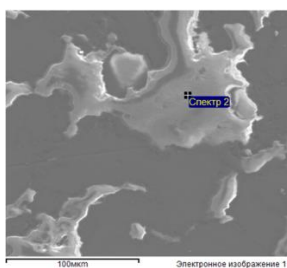


Рисунок 1- Поверхность спеченного образца «магний (Mg)-костное вещество(гидроксиапатит HA)» в установке SPS. Распределение хим. элементов на разных участках композита (светлые участки- костное вещество, темные- магний)

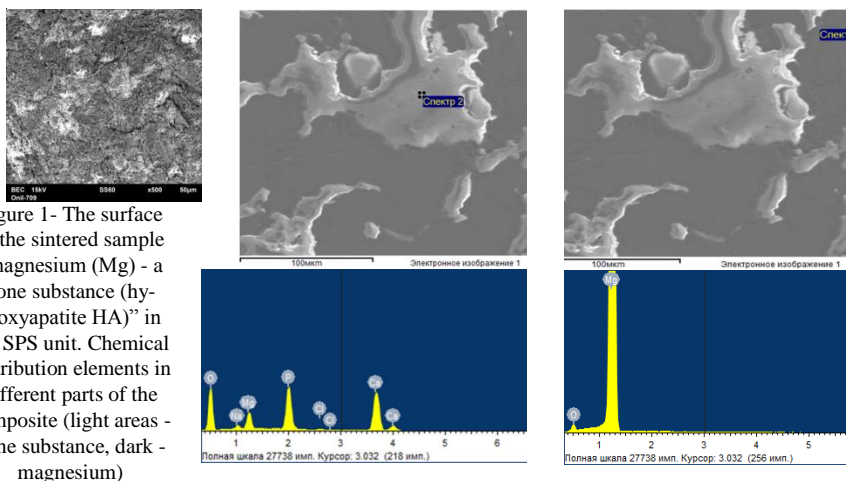




## DEVELOPMENT OF THE METHOD OF OBTAINING THE COMPOSITE BASED ON THE "MAGNESIUM-BONE SUBSTANCE" FOR BIODEGRAPABLE IMPLANTS BY THE METHOD OF POWDER METALLURGY

The prospect of creating biocompatible implants for the treatment of complex fractures has identified in recent years one of the priorities for the development of materials science for the needs of implant surgery. Since conventional metal biomaterials are biocompatible, but not biodegradable, the use of magnesium (Mg), which is a biodegradable and bioabsorbable element, is of interest.

This paper presents the results of the preparation of the composite “magnesium (Mg) -bone substance (hydroxyapatite HA)” (Fig. 1) using powder metallurgy methods for a biodegradable implant; The sintering parameters of the composite were worked out using the SPS (SPS) methods, and the optimal quantitative and qualitative composition of the composite was selected. It is shown that the samples obtained have a high porosity, which is an important indicator for the accelerated regeneration of inert tissue. Conducted corrosion tests of magnesium composite in the saline.



А.П. МЕЛЬНИКОВ<sup>1</sup>, А.В. НАЗАРОВ<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,  
Москва, Россия

<sup>2</sup> ФГБУ «Институт теоретической и экспериментальной физики им.  
А.И. Алиханова НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия  
[Melnikovap94@yandex.ru](mailto:Melnikovap94@yandex.ru)

## МОДЕЛИРОВАНИЕ НА АТОМНОМ УРОВНЕ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ В ОКРЕСТНОСТИ НАНОПОР В ОЦК И ГЦК МЕТАЛЛАХ

Во многих работах поля смещений в окрестности пор определяются из уравнений изотропной теории упругости [1]. При этом не учитывается дискретный характер кристаллической структуры материалов. В нашей предыдущей работе [2] был применен ранее разработанный вариант метода Молекулярной Статики [3, 4] для моделирования структуры в окрестности нанопор в ОЦК железе. Полученные там результаты показывают, что учет дискретности приводит к качественным различиям поля смещений по сравнению с предсказаниями теории упругости. В настоящей работе развитый подход используется для изучения структуры в окрестности нанопор разных размеров в ОЦК и ГЦК металлах. Результаты указывают на качественное различие смещений для атомов, принадлежащих разным кристаллографическим направлениям в ОЦК и ГЦК структурах

[1] G. S. Was. *Fundamentals of Radiation Materials Science: Metals and Alloys*, Springer, New York, 2007

[2] A.V. Nazarov, I.V. Ershova, Y. S. Volodin. *KnE Materials Science*, 2018, p. 451–457

[3] I.V. Valikova, A.V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* – 2008. – Vol. 105 – p.544

[4] I.V. Valikova, A.V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* – 2010. – Vol. 10 – p.220

A.P. MELNIKOV<sup>1</sup>, A.V. NAZAROV<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>*National research nuclear university (MEPhI), Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*Institute for Theoretical and Experimental Physics named by A.I.Alikhanov of  
NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

Melnikovap94@yandex.ru

## **SIMULATION OF ATOMIC STRUCTURE NEAR NANOVOIDS IN BCC AND FCC METALS**

In many works, the displacement fields near nanovoids were determined by the equations of the isotropic theory of elasticity [1]. It does not take into account the discrete nature of the crystalline structure of materials. In our previous work [2], a previously developed version of the Molecular Statics [3, 4] method was applied to simulate the structure in the vicinity of nanovoids in the BCC iron. The results obtained there show that the inclusion of discreteness leads to qualitative differences in the displacement field as compared with the predictions of the theory of elasticity. In this work, the developed approach is used to study the structure near nanopores of different sizes in bcc and FCC metals. The results indicate a qualitative difference in the displacements for atoms belonging to different crystallographic directions in the BCC and FCC structures.

[1] G. S. Was. *Fundamentals of Radiation Materials Science: Metals and Alloys*, Springer, New York, 2007

[2] A.V. Nazarov, I.V. Ershova, Y. S. Volodin. *KnE Materials Science*, 2018, p. 451–457

[3] I.V. Valikova, A.V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* – 2008. – Vol. 105 – p.544

[4] I.V. Valikova, A.V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* – 2010. – Vol. 10 – p.220

А.А.ГУСЕВ<sup>1</sup>, А.В.НАЗАРОВ<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> НИЦ "Курчатовский институт" - "ИТЭФ", Москва, Россия.

<sup>2</sup> Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ,  
Москва, Россия.

[alexey-gsv@mail.ru](mailto:alexey-gsv@mail.ru) [avn46@mail.ru](mailto:avn46@mail.ru)

## **КИНЕТИКА ОБРАЗОВАНИЯ СЕГРЕГАЦИЙ В УПРУГОМ ПОЛЕ КРАЕВОЙ ДИСЛОКАЦИИ В ОЦК ЖЕЛЕЗЕ**

Уравнения для диффузионных потоков междоузельных примесных атомов, учитывающие влияние упругих напряжений [1], используются с целью изучения кинетики перераспределения атомов примеси в упругих полях дислокаций. Применяются три уровня моделирования. Первый – моделирование структуры ядра дислокации и в ее окрестности методом Молекулярной Статики. Второй – нахождение коэффициентов, определяющих влияние компонент тензора деформации на диффузионные потоки атомов примесей в ОЦК структурах для различных типов диффузионных скачков по междоузельным позициям и определение диффузионных характеристик атомов углерода. Для реализации этого в рамках метода Молекулярной Статики была разработана модель, базирующаяся на ранее предложенном алгоритме [2], и учитывающая конфигурацию атомов как в окрестности равновесной позиции для междоузельного атома примеси так и в окрестности седловой точки. Третий уровень это моделирование образования сегрегаций междоузельных атомов, которое основывается на решении нелинейных уравнений диффузии, учитывающих упругие деформации, создаваемые дислокациями. Результаты показывают, что распределение междоузельных атомов в окрестности дислокации имеет довольно сложный характер и позволяют анализировать кинетику образования сегрегаций.

1. Andrei Nazarov, Alexander Mikheev, Irina Valikova and Alexander Zaluzhnyi, *Solid State Phenomena* 172-174 (2011) 1156–1163.

2. I. V. Valikova, A. V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* 105 (2008) 544-552.

A. A.GUSEV<sup>1</sup>, A.V.NAZAROV<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>*Institute for Theoretical and Experimental Physics named by A.I.Alikhanov of  
NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute), Moscow, Russia*

[alexey-gsv@mail.ru](mailto:alexey-gsv@mail.ru) [avn46@mail.ru](mailto:avn46@mail.ru)

## **KINETICS OF SEGREGATION FORMATION IN THE VICINITY OF EDGE DISLOCATION IN BCC IRON**

We use equations of the diffusion fluxes interstitial impurity under strain [1] to study impurity atom redistribution in the vicinity of dislocations taking into account the strain generated by these defects. Three levels of simulation are applied. First one is the study of edge dislocation core and vicinity by using method of molecular statics. The second level is an evaluation of coefficients that determine the influence of strain tensor components on interstitial diffusion fluxes in BCC structures for different kinds of atom jumps and calculation of diffusion characteristics of carbon. For this purpose, we have developed a model into the framework of molecular static method with further development of previously proposed algorithm [2], taking into account an atom environment as near the interstitial site as for the saddle-point configuration. The third level is modeling of interstitial segregation formation based on nonlinear diffusion equations taking strains generated by defects. The results show, that the distributions of the interstitials near the dislocations have quite complicated characters and allow to study kinetic of segregation formation.

1. Andrei Nazarov, Alexander Mikheev, Irina Valikova and Alexander Zaluzhnyi, *Solid State Phenomena* 172-174 (2011) 1156–1163.
2. I.V. Valikova, A.V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.*105 (2008) 544-552.

А.А.ГУСЕВ<sup>1</sup>, А.В.НАЗАРОВ<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> НИЦ "Курчатовский институт" - "ИТЭФ", Москва, Россия.

<sup>2</sup> Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ,  
Москва, Россия.

[alexey-gsv@mail.ru](mailto:alexey-gsv@mail.ru) [avn46@mail.ru](mailto:avn46@mail.ru)

## МОДЕЛИРОВАНИЕ СТРУКТУРЫ ЯДРА КРАЕВОЙ ДИСЛОКАЦИИ В ОЦК ЖЕЛЕЗЕ МЕТОДОМ МОЛЕКУЛЯРНОЙ СТАТИКИ

В работе моделируется структуры ядра краевой дислокации в ОЦК железе с использованием предложенного ранее [1,2] нового варианта метода Молекулярной Статики. Особенностью этого метода является применение итерационной процедуры, в которой атомная структура в окрестности дефекта и постоянные, определяющие смещения атомов, погруженных в упругий континуум, рассчитываются самосогласованным образом. В рамках упомянутого подхода разработана модель для расчетов атомной структуры краевых дислокаций, учитывающая анизотропию упругой среды окружающей основную расчетной ячейки. Учёт анизотропии произведён путём введения явной угловой зависимости для параметров упругого поля, создаваемого дислокацией: вектора Бюргерса и коэффициента Пуассона. Моделирование проведено для расщеплённых дислокаций с векторами Бюргерса по направлениям [100] и [110]. Использован многочастичный межатомный потенциал вида EAM [3]. Продемонстрирована сходимость итерационной схемы расчёта и изучено влияние размера расчетной ячейки на результаты. Получены угловые зависимости параметров упругого континуума, структура ядер дислокаций и рассчитаны компоненты тензора поля деформаций для всей системы.

1. I. V. Valikova, A. V. Nazarov, Phys. Met. Metallogr. 105 (2008) 544.

2. I. V. Valikova, A. V. Nazarov, Phys. Met. Metallogr. 109 (2010) 220.

3. D.J. Hepburn, and G.J. Ackland (2008), "Metallic-covalent interatomic potential for carbon in iron", Physical Review B, 78(16), 165115.

A.A.GUSEV<sup>1</sup>, A.V.NAZAROV<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>*Institute for Theoretical and Experimental Physics named by A.I.Alikhanov  
of NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

<sup>2</sup>*National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics  
Institute), Moscow, Russia*  
[alexey-gsv@mail.ru](mailto:alexey-gsv@mail.ru) [avn46@mail.ru](mailto:avn46@mail.ru)

## MOLECULAR STATIC SIMULATION OF EDGE DISLOCATION CORE IN BCC IRON

In this work the structure of edge dislocation core in BCC iron is simulated according to method developed in earlier studies[1,2] based on Molecular Static method. Specific in this method is iterative procedure which allows to determine both atomic structure in vicinity of defect and parameters of the elastic field at continuum in which dislocation is embedded. That way gives the guarantee that the resulting field is self-consistent, and the atomic structure of dislocation takes into account the anisotropy of material around area where molecular static computations are applied. Anisotropy of displacements is described by introducing explicit angular dependency of elastic fields parameters, which are Burgers vector magnitude and Poisson ratio. Simulation is performed for edge dislocations with direction of Burgers vector along [100] and [110]. We used EAM manybody potential[3] for description of interatomic interaction. The convergence of iterative procedure and influence of system size on resulting structure are shown. We obtained angular dependencies for elastic continuum parameters, the structure of dislocation core and strain field components in vicinity of dislocation.

1. I. V. Valikova, A. V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* 105 (2008) 544.
2. I. V. Valikova, A. V. Nazarov, *Phys. Met. Metallogr.* 109 (2010) 220.
3. D.J. Hepburn, and G.J. Ackland (2008), "Metallic-covalent interatomic potential for carbon in iron", *Physical Review B*, 78(16), 165115.

<sup>1</sup>В. МИРОНОВ, <sup>1</sup>А.Т АТАРИНОВ, <sup>2</sup>В.Г ЛУЩЕНКОВ

<sup>1</sup> *Рижский технический университет, Латвия*

<sup>2</sup> *Самарский государственный аэрокосмический университет,  
Самара, Россия*

## **ДЛИННОМЕРНЫЕ ТЕПЛОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ ИЗ ДИСПЕРСНЫХ МАТЕРИАЛОВ В МЕТАЛЛИЧЕСКОЙ ОБОЛОЧКЕ ПОЛУЧЕННЫЕ МАГНИТНО-ИМПУЛЬСНЫМ УПЛОТНЕНИЕМ**

Длинномерные тепловые элементы нашли широкое применение в теплообменных аппаратах, фильтрах и нагревательных устройствах. Тепловыделяющие элементы с дисперсионным топливом, загерметизированные в металлической оболочке длиной до 1 и более, используются в активных зонах реакторов различного назначения. Хорошо зарекомендовали себя алюминиевые и магниевые оболочки. В настоящей работе дан сравнительный анализ различных схем изготовления длинномерных тепловых элементов с использованием метода магнитно-импульсного уплотнения. Экспериментальные исследования проводились на металлических порошках на основе железа и порошковых композиций Al-W-B. Показана перспективность предварительного таблетирования дисперсного материала.

<sup>1</sup> V. MIRONOV, <sup>1</sup> A. TATARINOV, <sup>2</sup> V. GLUSHCHENKOV

<sup>1</sup> *Laboratory of powder materials, Riga Technical University, Latvia*

<sup>2</sup> *Samara State Aerospace University, Samara, Russia*

## **LONG-TERM THERMAL ELEMENTS OF DISPERSED MATERIALS IN A METAL SHELL OBTAINED BY A MAGNETIC PULSE COMPACTION**

Long thermal elements are widely applied in heat exchangers, filters, and heating devices. Fuel elements with dispersed fuel sealed in a metal shell with a length of up to 1 m or more are used in the active zones of reactors of various purposes. Aluminium and magnesium shells are well proven. In this paper, we give a comparative analysis of various schemes for manufacturing of lengthy thermal elements using the method of pulsed magnetic compaction. Experimental studies were carried out on metal powders based on iron and powder compositions of Al-W-B. The perspective of preliminary tableting of the dispersed material is shown.



В.И. ПАВЛЕНКО, Р.Н. ЯСТРЕБИНСКИЙ, З.В. ПАВЛЕНКО  
*Белгородский государственный технологический университет  
им. В.Г. Шухова, г. Белгород, Россия  
[yrndo@mail.ru](mailto:yrndo@mail.ru)*

## **ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ С ПОВЕРХНОСТИ СТАЛЬНЫХ КОНСТРУКЦИЙ КОНТУРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

Обеспечение радиационной и технической безопасности на объектах АЭС достигается реализацией комплексного подхода к решению этой сложной проблемы при эксплуатации ядерно-энергетических установок (ЯЭУ). В процессе эксплуатации на внутренних поверхностях контурного оборудования АЭС накапливаются радиоактивные продукты коррозии, причем при длительной работе реактора активность радионуклидов  $^{60}\text{Co}$  (в основном долгоживущего  $^{60}\text{Co}$ ) составляет не менее 90% общей активности отложений. Снижение скорости коррозии конструкционных материалов приводит к повышению уровня обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации ЯЭУ. Улучшить радиационную обстановку можно также за счет снижения сорбции радионуклидов на внутренних поверхностях оборудования. В связи с этим авторами рассмотрены возможные пути снижения сорбции радионуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  поверхностью перлитных и легированных сталей с целью снижения их радиоактивности. Представлены результаты экспериментов по сорбции радионуклидов и замечена ее связь с величиной равновесного электрохимического потенциала. Показано, что сорбция  $^{137}\text{Cs}$  почти на порядок выше сорбции  $^{60}\text{Co}$ . При переводе стали в пассивное состояние путем пассивации в азотной кислоте ( $\text{pH}=3$ ) наблюдается значительное снижение сорбции радионуклидов  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  (в 7-10 раз) по сравнению с не пассивированной сталью. Обработка как легированной, так и перлитной стали золями оксида алюминия позволяет дополнительно снизить сорбцию радионуклидов. Добавка коллоидного раствора - золя  $\text{Al}_2\text{O}_3$  в пассивирующие кислые азотнитратные растворы позволяет значительно повысить защитные свойства образовавшихся покрытий и предотвратить развитие местных видов коррозии (язв, питтингов, растрескивания и т.п.).

V.I. PAVLENKO, R.N. YASTREBINSKY, Z.V. PAVLENKO  
*Belgorod state technological university of V.G. Shukhov, Belgorod, Russia*  
[yrndo@mail.ru](mailto:yrndo@mail.ru)

## **DEACTIVATIONS OF RADIOACTIVE POLLUTION FROM THE SURFACE OF STEEL STRUCTURES OF THE PLANIMETRIC EQUIPMENT OF THE NPP**

Ensuring radiation and technical safety on objects of the NPP is reached by realization of an integrated approach to the solution of this complex problem at operation of nuclear power stations (NPS). In use on the internal surfaces of the planimetric equipment of the NPP collect radioactive products of corrosion, and during the long operation of the reactor activity of radionuclides Co-60 (generally long-living Co60) makes not less than 90% of the general activity of deposits. Reduction in the rate of corrosion of constructional materials leads to increase in level of ensuring radiation safety at operation of NPS. It is possible to improve a radiation situation also due to decrease in sorption of radionuclides on the internal surfaces of the equipment. In this regard authors have considered possible ways of decrease in sorption of radionuclides Co-60 and Cs-137 by a surface perlitny and alloyed their radioactivity, steely for the purpose of decrease. Results of experiments on sorption of radionuclides are presented and her communication with the size of equilibrium electrochemical potential is noticed. It is shown that sorption of Cs-137 honor 10 times more sorption Co-60. At transfer of steel to a passive state by passivation in nitric acid (pH =3) considerable decrease in sorption of radionuclides Co-60, Cs-137 (at 7-10 times) in comparison with not passivated steel is observed. Processing as alloyed, and perlitny steel of a zolyama of oxide of aluminum allows to reduce sorption of radionuclides in addition. Additive of colloidal solution - zoli  $Al_2O_3$  in the passivating sour azotnonitratny solutions allows to increase considerably protective properties of the formed coverings and to prevent development of local types of corrosion (ulcers, pittings, cracking, etc.).

М.А. ПЕНЯЗЬ, О.Н. СЕВРЮКОВ, А.А. ИВАННИКОВ,  
Е.Р. АБРАМОВ, Н.С. ПОПОВ  
*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*  
[MAPenyaz@mephi.ru](mailto:MAPenyaz@mephi.ru)

## **ПОЛУЧЕНИЕ ВЫСОКОПРОЧНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ИЗ РЕАКТОРНОЙ СТАЛИ X18N10T МЕТОДОМ ДИФфуЗИОННОЙ ПАЙКИ БЫСТРОЗАКАЛЁННЫМИ НИКЕЛЕВЫМИ ПРИПОЯМИ**

Из методов создания неразъёмных соединений, широко применяемых в машиностроении, существенное развитие получили сварка и пайка. Однако, в ряде случаев сварка технологически не осуществима. При изготовлении сотовых, тонкостенных конструкций зачастую единственной реализуемой технологией соединения является высокотемпературная пайка. Применение пайки позволяет получить соединения, которые могут выдерживать высокие температуры, механические нагрузки, влияние активных сред в течение длительного времени без заметного ухудшения их свойств. Перспективными припоями, применяемыми для соединения коррозионностойких, жаропрочных сталей и сплавов, являются никелевые припои.

Паяные узлы, как правило, являются частью энергонапряжённых изделий, работающих в суровых эксплуатационных условиях. Изучение свойств неразъёмных соединений является актуальной задачей при создании таких изделий. Важным является установление влияния элементного состава быстрозакалённых сплавов-припоев на конечную структуру соединений, их прочностные характеристики и коррозионную стойкость.

В работе рассмотрена проблема создания паяных узлов из реакторной стали X18N10T с помощью сплавов-припоев системы Ni-Cr-Si-B, в которых варьировалось содержание хрома, кремния и бора. Исследованы критические температуры фазовых превращений в разработанных сплавах и отработана технология получения с их помощью соединений. Проведены металлографические исследования полученных паяных образцов и выявлены основные закономерности формирования структурно-фазового состояния. Исследованы механические характеристики при одноосном растяжении паяных образцов. Лучший результат показан на образцах, полученных при пайке высокохромистым сплавом Ni-20Cr-7.5Si-4Fe-1.5B с повышенным содержанием кремния и пониженным содержанием бора. Максимально достигнутое значение предела прочности –  $500 \pm 40$  МПа. Это составляет 0,85 от предела прочности стали.

M.A. PENYAZ, O.N. SEVRYUKOV, A.A. IVANNIKOV,  
E.R. ABRAMOV, N.S. POPOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*  
[MAPenyaz@mephi.ru](mailto:MAPenyaz@mephi.ru)

## **OBTAINING OF HIGH-STRENGTH JOINTS MADE FROM REACTOR STEEL CR18NI10TI USING TLP – BONDING WITH RAPIDLY QUENCHED Ni-BASED FILLER METALS**

Brazing and welding have received significant development, as methods for creating joints in mechanical engineering. However, in some cases, welding is not technologically feasible. In the manufacture of honeycomb or thin-walled structures, the only realized connection technology is high-temperature brazing. The use of brazing allows to obtain joints that can withstand high temperatures, mechanical loads and the influence of aggressive environment for a long time without a noticeable deterioration of their properties. Promising materials used for brazing of corrosion-resistant steels and superalloys are nickel – based filler metals.

Usually, braze joints are part of energy-stressed constructions, often working in conditions of high temperature and corrosive environment. Therefore, it is necessary to establish the influence of the elemental composition of rapidly quenched Ni-Cr-Si-B fillet metals on the final structure of brazed steel joints, their strength characteristics and corrosion resistance.

For this purpose, metallographic studies of joints produced by nickel-based filler metals were carried out. The content of chromium, silicon, and boron in the braze joint was varied to evaluate their influence on the structure. The results of tensile joint strength were obtained. The best result was shown by a high-chromium Ni-20Cr-7.5Si-4Fe-1.5B filler metal with a high silicon content and a low boron content. The maximum value of the tensile strength is reached -  $500 \pm 40$  MPa, which is 0,85 of the tensile strength of steel annealed according to the brazing mode.

Д.М. БАЧУРИНА, А.Н. СУЧКОВ,  
И.В. ФЕДОТОВ, А.А. ФИЛИМОНОВ  
*Национальный Исследовательский Ядерный Университет «МИФИ»*  
[dmbachurina@mephi.ru](mailto:dmbachurina@mephi.ru)

## **СТРУКТУРА И СВОЙСТВА ПАЯНЫХ СОЕДИНЕНИЙ СТАЛИ ЭК-181 С ВОЛЬФРАМОМ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ДЕМО**

В настоящей работе для решения задачи получения неразъемного соединения мало активируемой ферритно-мартенситной стали с вольфрамом (применительно к дивертору термоядерного реактора ДЕМО) предложен способ высокотемпературной пайки быстрозакаленными ленточными припоями на основе меди следующих систем: чистая медь, Cu-Ge, Cu-Ti, Cu-Sn. Для компенсации возникающих в вольфраме и стали остаточных термонапряжений предложено использовать компенсирующую проставку из ванадия. С учетом режима традиционной термообработки стали ЭК-181, пайку проводили при температуре 1100 °С с целью совмещения обоих процессов. Проведены испытания на термостойкость полученных паяных соединений в интервале 700-25 °С на базе 50 циклов. Методом растровой электронной микроскопии проведено исследование структурно-фазового состояния зоны паяного шва в областях ЭК-181/V, V/W и ЭК-181/W без проставки до и после термоциклирования. Измерена микротвердость во всех швах полученных паяных соединений и проведены механические испытания паяных соединений до и после термоциклирования. Результаты механических испытаний на срез показали, что максимальной прочностью обладают соединения ЭК-181/Cu/W и ЭК-181/Cu-27Ti/V/Cu-50Ti/W - 260 МПа и 205 МПа соответственно, что значительно (в два и более раз) превышает результат, полученный для соединения сталь/вольфрам другими мировыми научными группами. После 50 циклов в интервале 700-25 °С прочность снизилась до 102 МПа и 85 МПа, что, тем не менее, выше, чем в аналогичных зарубежных работах.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-32-00147/18

D.M. BACHURINA, A.N. SUCHKOV  
I.V. FEDOTOV, A.A. FILIMONOV  
*National research Nuclear University "MEPhI"*  
[dmbachurina@mephi.ru](mailto:dmbachurina@mephi.ru)

## **STRUCTURE AND PROPERTIES OF THE EK-181/W BRAZED JOINTS FOR DEMO THERMONUCLEAR REACTOR**

In the present work, for solving the problem of joining reduced activation ferritic-martensitic steel with tungsten (for the diverter of the thermonuclear reactor DEMO), a method of high-temperature brazing by rapidly quenched into ribbon copper-based brazing alloys is proposed with the use of the following chemical systems: pure copper, Cu-Ge, Cu-Ti, Cu-Sn. To compensate the residual thermal stresses arising in tungsten and steel, it has been proposed to use a compensating vanadium interlayer. Taking into account the mode of traditional heat treatment of steel EK-181, brazing was carried out at a temperature of

1100 °C in order to combine both processes. Thermocycling was applied in the range of 700–25 °C on the basis of 50 cycles. Microstructure was obtained by scanning electron microscopy. Microhardness was measured in all joints and mechanical tests were carried out before and after thermocycling. The results of the mechanical shear tests showed that the EK-181 / Cu / W and EK-181 / Cu-27Ti / V / Cu-50Ti / W joints have a maximum strength of 260 MPa and 205 MPa, respectively, which is significantly (two or more times) higher than the result obtained for the steel / tungsten joint by other world's scientific groups. After 50 cycles in the range of 700–25 °C, the strength decreased to 102 MPa and 85 MPa, which, nevertheless, is higher than in similar foreign works.

The work funded by RFBR according to the research project № 18-32-00147/18 the research project No. 18-32-00147 / 18

И.В. ФЕДОТОВ, О.Н. СЕВРЮКОВ, А.Н. СУЧКОВ, А.А.  
ИВАННИКОВ, М.А. ПЕНЯЗЬ, Ю.М. НЕМЧИНОВ  
*НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЭЛЕМЕНТОВ ПРИ ПОЛУЧЕНИИ НЕРАЗЪЕМНЫХ СОЕДИНЕНИЙ КЕРАМИК НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА ЦИРКОНИЯ**

В настоящее время композиционные материалы на основе керамик получили большое распространение в атомной и ракетной технике в связи с высокими механическими и теплофизическими свойствами. Благодаря высокой жаростойкости и жаропрочности, их можно эксплуатировать в экстремальных условиях при воздействии высоких температур, механических нагрузок и действия агрессивных сред. Однако для полноценного использования таких материалов необходимо разработать простой и недорогой способ соединения керамических элементов, как с металлическими узлами, так и между собой.

Быстрозакаленные припои (БЗП) уже много лет применяются для пайки ответственных конструкций ракетной и атомной техники. В частности, активные БЗП на основе системы Ti-Zr используют для пайки керамик без применения дорогостоящего процесса предварительной металлизации керамики. В настоящей работе осуществлен отработка режима пайки композиционной керамики на основе диоксида циркония со сплавом 29НК с использованием припоя СТЕМЕТ 1202 (Ti-22Cu-12Zr-12Ni-0.8V-1.5Be), а также исследована возможность пайки керамических элементов между собой с использованием фольг титана, ванадия и алюминия. Изучено структурно фазовое состояние паяных соединений. Показано, что в основе процесса физико-химического взаимодействия расплава с подложками лежит окислительно-восстановительная реакция элементов припоя с керамикой.

Проведены механические испытания на срез и измерена микротвердость паяных швов. Предел прочности на срез соединений керамика – 29НК и керамика – керамика составила  $80 \pm 30$  МПа и  $160 \pm 60$  МПа соответственно.

I.V. FEDOTOV, O.N. SEVRYUKOV, A.N. SUCHKOV, A.A.  
IVANNIKOV, M.A. PENYAZ, U.M. NEMCHINOV  
*NRNU MEPhI, Moscow, Russia*

## **INVESTIGATION OF THE ELEMENT INTERACTION PROCESSES DURING HIGH TEMPERATURE BRAZING OF THE ZIRCONIUM OXIDE BASED CERAMIC**

Currently the ceramic-based composite materials are widely being used in atomic and aerospace technic because to their high mechanical and thermal properties. Due to their high corrosive and heat resistance, they can be operated in extreme conditions of high temperatures, mechanical loads and aggressive environment. However, for the full scale usage of such materials is necessary to develop a simple and inexpensive method of connection ceramic with metal, and ceramic with ceramic.

For many years, rapidly quenched filler metals are being used for aerospace and atomic technic brazing. In particular, active filler metals based on Ti-Zr system are applying for ceramics brazing without usage of expensive ceramic pre-metallization process. In this work, the zirconium dioxide based ceramic was brazed with alloy 29NK (Fe-29Ni-17Co, w.p.) with the usage of STEMET 1202 filler metal (Ti-22Cu-12Zr-12Ni-0.8V-1.5Be). Also there was investigated the possibility of ceramic-ceramic brazing with the usage of titanium, vanadium and aluminum foils. The structural and phase composition of brazed joints were studied. It is shown that redox reaction of filler metal elements with ceramics is in the basis of brazing process and physic-chemical interaction of the melted filler metal with the substrates.

Mechanical shear tests and the microhardness measuring of brazed joints were carried out. The shear strength of the ceramic – 29NK and ceramic – ceramic joints were  $80 \pm 30$  MPa and  $160 \pm 60$  MPa respectively.



Д.А. БЕЛОБРАГА<sup>1</sup>, А.В. НАЗАРОВ<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ,  
Москва, Россия

<sup>2</sup> ФГБУ “Институт теоретической и экспериментальной физики им.  
А.И. Алиханова НИЦ “Курчатовский институт”, Москва, Россия  
Belobraga.danil@gmail.com  
Avn46@mail.ru

## МОДЕЛИРОВАНИЕ МИГРАЦИИ АТОМОВ В В2 СТРУКТУРАХ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ МЕХАНИЗМАХ ДИФФУЗИИ

Изучению характеристик, определяющих миграцию бивакансий в упорядоченных системах посвящено большое количество теоретических и экспериментальных работ, однако механизм диффузии в структурах типа В2 до настоящего времени не установлен [1]. В работах [2,4] был предложен вариант механизма, который обеспечивает сохранение дальнего порядка и полученные величины барьеров для которого имеют меньшие значения по сравнению с другими известными механизмами. В этой работе моделируются скачки атомов для двух механизмов: бивакансионного механизма диффузии со скачками атомов в вакансии из второй координационной сферы [2-4] и механизма тройного дефекта [1].

В работе разработана модель на основе метода молекулярной статистики и комплекс программ для изучения миграции бивакансий, тройных дефектов и атомов в структурах типа В2. В данной модели учитывается упругая среда, окружающая расчетную ячейку.

Проведено моделирование миграции вакансии при различных вариантах диффузии и использовании многочастичного потенциала в В2 структуре. Определены значения высот активационных барьеров для скачков атома в вакансию каждого механизма.

*Список использованных литературных источников:*

- 1 Divinski S.V., Frank St., Sodervall U., Herzig Chr. *Tracer Measurements of Ni Self Diffusion and Atomistic Calculations of Diffusion Mechanisms in NiAl // Defect and Diffusion Forum.* – 2001. – Vols. 194-199. – pp. 487-492
- 2 Ganchenkova M.G., Nazarov A.V. *Simulation of the defect complex migration in the ordered structures // Computational Materials Science.* – 2000. – Vol. 17. – №2 – 4. – p.319
- 3 Ganchenkova M.G., Nazarov A.V. *Modeling of diffusion in ordered structures of B2-type, in Diffusion Mechanism in Crystalline Materials // C.R.A.Catlow et al (eds), MRS Symp. Proc. Ser.* – 1998. – Vol. 527. – P.221 – 226
- 4 Belobraga D.A., Nazarov A.V. *Simulation of Vacancy and Atom Migration in B2 Type Structures // 15th International School-Conference «New materials».* – 2018. – pp. 309-317

D.A. BELOBRAGA<sup>1</sup>, A.V. NAZAROV<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>National research nuclear university (MEPhI), Moscow, Russia

<sup>2</sup>Institute for Theoretical and Experimental Physics named by A.I. Alikhanov of  
NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Belobraga.danil@gmail.com

Avn46@mail.ru

## ATOMISTIC SIMULATION OF ATOMS MIGRATION IN B2 STRUCTURES WITH DIFFERENT DIFFUSION MECHANISMS

The large number of theoretical and experimental papers devoted to studying the characteristics determining the migration of divacancy in ordered systems, but the diffusion mechanism in B2-type structures has not been established to date [1]. In [2, 4], a variant of the mechanism proposed that ensures the preservation of long-range order and the obtained barriers for which have smaller values compared to other known mechanisms. In this work, atomic jumps modeled for two mechanisms: the divacancy diffusion mechanism with atomic jumps into vacancies from the second coordination sphere [2–4] and the triple defect mechanism [1].

A model based on the molecular static method and a set of programs for studying the migration of divacancies, triple defects and atoms in B2 type structures developed. This model considered the elastic environment surrounding the computational cell.

The migration of a vacancy simulated for various diffusion options and using the multiparticle potential in the B2 structure. The values of the heights of activation barriers for atomic jumps into the vacancy of each mechanism determined.

### *References:*

- 1 Divinski S.V., Frank St., Sodervall U., Herzig Chr. *Tracer Measurements of Ni Self Diffusion and Atomistic Calculations of Diffusion Mechanisms in NiAl // Defect and Diffusion Forum.* – 2001. – Vols. 194-199. – pp. 487-492
- 2 Ganchenkova M.G., Nazarov A.V. *Simulation of the defect complex migration in the ordered structures // Computational Materials Science.* – 2000. – Vol. 17. – №2 – 4. – p.319
- 3 Ganchenkova M.G., Nazarov A.V. *Modeling of diffusion in ordered structures of B2-type, in Diffusion Mechanism in Crystalline Materials // C.R.A.Catlow et al (eds), MRS Symp. Proc. Ser.* – 1998. – Vol. 527. – P.221 – 226
- 4 Belobraga D.A., Nazarov A.V. *Simulation of Vacancy and Atom Migration in B2 Type Structures // 15th International School-Conference «New materials».* – 2018. – pp. 309-317

Г.Н. ЕЛМАНОВ, П.С. ДЖУМАЕВ, Е.А. ИВАНИЦКАЯ,  
А.Н. СУЧКОВ  
*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,  
Москва, Россия  
gnelmanov@mephi.ru*

## **ФОРМИРОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ СОЕДИНЕНИЯ ПРИ ДИФФУЗИОННОЙ ПАЙКЕ НИКЕЛЯ И ЖЕЛЕЗА БОСОДЕРЖАЩИМИ СПЛАВАМИ-ПРИПОЯМИ В УСЛОВИЯХ ОПЛАВЛЕНИЯ ГРАНИЦ ЗЕРЕН**

Представлены экспериментальные результаты исследования микро-структуры паяных швов и прилегающих к ним областей, полученных диффузионной пайкой чистых никеля и железа сплавами-припоями  $Ni_{71,5}Cr_{6,8}Fe_{2,7}B_{11,9}Si_{7,1}$  и  $Fe_{83}B_{17}$  соответственно.

Пайка проводилась с использованием клиновидного зазора в условиях, обеспечивающих оплавление границ зерен основного металла. Анализируется характер распределение бора и боридов в никеле и железе, а также изменение микроструктуры в процессе охлаждения железных образцов в результате фазового превращения  $\gamma\text{-Fe} \rightarrow \alpha\text{-Fe}$ .

G.N. ELMANOV, P.S. DZHUMAEV, E.A. IVANITSKAYA,  
A.N. SUCHKOV  
*National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russia  
gnelmanov@mephi.ru*

## **FORMATION OF BRAZED JOINTS OF NICKEL AND IRON USING THE BORON-CONTAINING FILLER METALS IN CONDITIONS OF MELTING THE GRAIN BOUNDARIES**

The experimental results of the study of microstructure of brazed joints and adjacent areas obtained by the diffusion brazing of pure nickel and iron using the filler-metal alloys  $Ni_{71,5}Cr_{6,8}Fe_{2,7}B_{11,9}Si_{7,1}$  and  $Fe_{83}B_{17}$ , respectively, are presented.

Soldering carried out using a tapered gap under conditions that allow the melting of the basic metals grain boundaries. The nature of the distribution of boron and borides in nickel and iron is analyzed, as well as the microstructure changes during cooling iron samples as a result of the phase transformation of  $\gamma\text{-Fe} \rightarrow \alpha\text{-Fe}$ .

НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ: ТОЛЕРАНТНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО.  
Материалы 16-й Международной школы-конференции  
для молодых ученых и специалистов.  
29 октября – 2 ноября 2018 г.

Подписано в печать 23.10.2018. Формат 60x84 1/16.  
Печ. л. 9,75 Тираж 150 экз.  
Изд № 009-3. Заказ № 154

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
Типография НИЯУ МИФИ  
115409, Москва, Каширское ш. 31