

Государственная корпорация
по атомной энергии «Росатом»

Rosatom State Nuclear
Energy Corporation

Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»

Joint Stock Company
“State Scientific Center –
Research Institute
of Atomic Reactors”



**НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ,
ПОСВЯЩЁННАЯ
50-ЛЕТИЮ ОТДЕЛЕНИЯ
РЕАКТОРНОГО
МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ НИИАР**

**Димитровград,
24–27 марта 2014 г.**

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

**SCIENTIFIC CONFERENCE
DEDICATED TO
THE 50th ANNIVERSARY
OF THE RIAR
MATERIAL TESTING COMPLEX**

**Dimitrovgrad,
March 24–27, 2014**

PROCEEDINGS

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ
ДЛЯ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ»,
посвящённая 50-летию
отделения реакторного материаловедения
ОАО «ГНЦ НИИАР»

(Димитровград, 24–27 марта 2014 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2014

УДК 621.039.53(082)
ГРНТИ 58.33.09

Научная конференция «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённая 50-летию отделения реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР»: тезисы докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. – 188 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на научной конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённой 50-летию отделения реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР» и проходившей 24–27 марта 2014 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). В сборнике, предназначенном для специалистов в области реакторного материаловедения, представлены тезисы докладов по радиационному материаловедению, совершенствованию материалов ядерной энергетики: топливных, конструкционных, циркониевых, поглощающих и замедляющих.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

ISBN 978-5-94831-134-0

© Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2014
© Авторы, 2014

ROSATOM STATE NUCLEAR ENERGY CORPORATION

Joint Stock Company
“State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors”

SCIENTIFIC CONFERENCE
“NEW MATERIALS
FOR INNOVATIVE DEVELOPMENT
OF NUCLEAR POWER ENGINEERING”
dedicated to the 50th Anniversary
of the JSC SSC RIAR
Material Testing Complex

(Dimitrovgrad, March 24–27, 2014)

PROCEEDINGS

Dimitrovgrad
2014

UDC 621.039.53(082)
GRNTI 58.33.09

Scientific Conference “New Materials for Innovative Development of Nuclear Power Engineering” dedicated to the 50th Anniversary of the JSC SSC RIAR Material Testing Complex: Proceedings. – Dimitrovgrad: JSC SSC RIAR, 2014. – 188 p.

The Proceedings contain abstracts presented at the Scientific Conference “New Materials for Innovative Development of Nuclear Power Engineering” dedicated to the 50th Anniversary of the JSC SSC RIAR Material Testing Complex held on March 24–27, 2014 in Dimitrovgrad, Ulyanovsk region (Russia). The Proceedings are intended for specialists in the field of reactor material science and present abstracts on testing and improvement of materials for nuclear power engineering: fuel, structural, zirconium, absorbing and moderating.

Abstracts are published in authors' version.

ISBN 978-5-94831-134-0

© Joint Stock Company
“State Scientific Center –
Research Institute of Atomic Reactors”
(JSC SC RIAR), 2014
© Authors, 2014

ГЕНЕРАЛЬНЫЕ СПОНСОРЫ

ООО «АТОМПРОЕКТ»



ООО «НПФ "Сосны"»



ОФИЦИАЛЬНЫЕ СПОНСОРЫ

ОАО «ТВЭЛ»



ООО «Мелитэк»



ОАО «МСЗ»



CAMEСА



Конференция проводится при поддержке МАГАТЭ

ПЯТЬДЕСЯТ ЛЕТ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОМУ КОМПЛЕКСУ НИИАР: ОТ 1964 ГОДА ДО НАШИХ ДНЕЙ

Е.А. Звир¹, С.В. Павлов¹, В.Д. Рисованный²

¹ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

²ЗАО «Наука и инновации», г. Москва, Россия

Отделение реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР» является одним из крупнейших в мире комплексов, предназначенных для решения научно-технических задач реакторного материаловедения. Комплекс размещен в двух зданиях, в которых расположены 49 защитных камер и 9 тяжёлых боксов. Его экспериментальная база специализирована для работы с высокоактивными объектами.

Строительство комплекса было начато в 1961 году, а уже в начале 1964 года состоялся торжественный пуск «Горячей» лаборатории и был принят первый контейнер с радиоактивными образцами. В марте 1964 года начались исследования первой ТВС из активной зоны реактора атомного ледокола «Ленин».

В 1986 году была построена вторая очередь материаловедческого комплекса, предназначенная для неразрушающих исследований полномасштабных ТВС и твэлов энергетических реакторов, а также твэлов, испытанных в исследовательских реакторах в стационарных, переходных и аварийных режимах.

Защитные камеры комплекса оснащены специальным исследовательским оборудованием с автоматическим или дистанционным управлением. Современное оборудование и разработанные методики позволяют проводить послереакторные исследования любых материалов с получением широкого спектра данных, характеризующих влияние облучения на изменение их свойств. В процессе исследований получают новую информацию, необходимую для обоснования и повышения безопасности и эффективности реакторных установок различного назначения. Разрабатываются и обосновываются технологии получения новых материалов для работы в условиях реакторного облучения, новые конструкции элементов ядерных реакторов.

Уникальность материаловедческого комплекса по сравнению с другими «горячими» лабораториями в России и за рубежом состоит в возможности проведения исследований полномасштабных ТВС всех типов реакторов, существующих в России и за рубежом, а наличие на одной площадке в институте исследовательских реакторов различного типа обеспечивает возможность проведения полного цикла реакторных испытаний и послереакторных исследований любых материалов.

За 50 лет работы отделения 79 человек защитили кандидатские диссертации, 16 человек - докторские.

50-YEAR ANNIVERSARY OF THE REACTOR MATERIALS TESTING COMPLEX: FROM 1964 TO PRESENT DAYS

E.A. Zvir¹, S.V. Pavlov¹, V.D. Risovany²

¹JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

²JSC "Science and Innovations", Moscow, Russia

RIAR's Reactor Materials Testing Complex was constructed to meet challenges of the reactor material science related to investigations of properties and characteristics of materials and items irradiated in nuclear reactors. Its experimental base was purposely designed to handle high-active items. The hot cells are equipped with facilities and devices either automatic or remotely controlled. Up-to-date equipment and techniques are used for post-irradiation examinations of any materials generating a wide scope of data on the effect of irradiation on the changes in the materials properties. The Complex has equipment for safe tests of core components under the conditions simulating different accidents, including examinations of molten spent fuel.

The uniqueness of the Complex, as compared to other Russian and foreign hot laboratories, is its capability to handle full-size fuel assemblies from all types of reactors, both Russian and foreign. Different types of reactors available at one site allow a full cycle of reactor tests and post-irradiation examinations of any materials

TRAVELING WAVE REACTOR: MATERIAL REQUIREMENTS AND DEVELOPMENT PROGRAM

B.A. Hilton¹, P. Hejzlar¹, D.G. McAlees¹, K.D. Weaver¹,
S.A. Maloy², T.A. Saleh², M.B. Toloczko³

¹TerraPower, LLC; Bellevue, USA

²LANL, Los Alamos, USA

³PNNL, Richland, USA

The Traveling Wave Reactor (TWR) is a Generation IV, metallic fueled, sodium cooled, fast reactor design. With the technology fully developed, the TWR will offer enhanced safety, proliferation resistance, and economic performance compared to today's reactors. The breed-and-burn technology results in improved uranium utilization that will extend energy resources for hundreds of years. To achieve this performance, structural materials that can withstand radiation damage of about 500 displacements per atom (DPA) are required. TerraPower's comprehensive Material Development Program includes numerous partners and facilities. Part of the data required to demonstrate select material performance is being generated by samples under irradiation in the

BOR-60 reactor located at the Research Institute of Atomic Reactors (RIAR), Dimitrovgrad, Russia. This presentation will discuss the TWR material characteristics expected to be achieved and the Irradiation Program that is underway to demonstrate them.

РОЛЬ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ ОБОСНОВАНИИ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ДЕЙСТВУЮЩИХ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ АКТИВНЫХ ЗОН ТРАНСПОРТНОГО НАПРАВЛЕНИЯ

А.В. Ватулин¹, Г.В. Кулаков¹, Ю.В. Коновалов¹,
Е.П. Клочков², А.Е. Новосёлов², В.Ю. Шишин²

¹ ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

² ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

С момента создания первых ЯЭУ транспортного направления (к ним относятся, в первую очередь, ЯЭУ реакторов атомных ледоколов, а также установки объектов малой атомной энергетики: атомных станций малой мощности (АСММ) и плавучих энергоблоков (ПЭБ)), проблема повышения надежности, безопасности, экономичности и ресурса активных зон для этих установок сохраняет свою актуальность.

В центре этой проблемы находится задача разработки новой элементной базы и, в первую очередь, твэлов, как изделий, работающих под воздействием уникальных повреждающих факторов. У истоков создания этих элементов и технологий их изготовления находился коллектив сотрудников ВНИИНМ, ОАО МСЗ, ОКБМ и РНЦ «Курчатовский Институт», а также НИИАР, которому отводится решающая роль в экспериментальном обосновании предложенных технических решений.

Основной тенденцией развития ЯЭУ транспортного направления является увеличение ресурса, срока службы и энергонапряженности активных зон. Для решения этих задач разработки велись и ведутся в следующих основных направлениях:

– разработка конструкций тепловыделяющих сборок (ТВС) и твэлов, позволяющих повысить их энергонапряженность, уменьшить деформации в оболочке и размерные изменения твэлов из-за распухания топливной композиции;

– разработка и совершенствование технологии изготовления твэлов и топливных сборок;

– разработка новых и/или совершенствование существующих конструкционных материалов;

– разработка новых и/или совершенствование существующих материалов топливного сердечника;

– разработка и верификация расчетных кодов и моделей для моделирования поведения твэлов под облучением, обоснования их работоспособности и ресурсных характеристик в условиях проектируемых активных зон.

На всех этапах разработки ТВС и твэлов необходимым элементом являются их реакторные испытания и послереакторные материаловедческие исследования.

В результате многолетнего опыта разработки и внедрения активных зон транспортного направления сложилась следующая последовательность реакторных испытаний при разработке и лицензировании топливных элементов.

После проведения дореакторных исследований проводятся испытания разрабатываемых твэлов в петлях исследовательских реакторов. Для этой цели в исследовательском реакторе МИР были созданы специальные высокотемпературные автономные петли, условия испытаний в которых максимально приближены к условиям работы твэлов в активных зонах транспортных реакторов.

На первом этапе, как правило, проводятся сравнительные петлевые реакторные испытания укороченных твэлов различных конструкций в составе разборного облучательного устройства (ОУ) «Гирлянда». Результаты этих испытаний и последующих материаловедческих послереакторных исследований (ПРИ) позволяют провести выбор наиболее перспективных конструкции и материалов твэла для дальнейших разработок.

На втором этапе проводятся петлевые ресурсные испытания полноразмерных твэлов и ТВС. Результаты этих испытаний и ПРИ позволяют проверить принятые решения по конструкции и материалам твэлов и ТВС (при необходимости скорректировать конструкцию и технологию изготовления), обосновать возможность испытаний разрабатываемых твэлов в условиях атомных ледоколов или АСММ.

Важным этапом лицензирования разрабатываемых твэлов являются специальные реакторные и послереакторные исследования, основными из которых являются:

- реакторные испытания твэлов с искусственными дефектами, по результатам которых определяется поведение твэлов при их случайной или износовой разгерметизации;
- реакторные и/или послереакторные исследования, моделирующие проектные или запроектные аварийные ситуации;
- измерение теплопроводности облученной топливной композиции.

Следующим этапом разработок, как правило, являются испытания разрабатываемых твэлов в составе ТВС-вставок в условиях атомного ледокола или АСММ, после успешного завершения которых, по результатам материаловедческих послереакторных исследований принимается решение об изготовлении и испытании опытной активной зоны на основе разрабатываемого топлива.

Успешное завершение испытаний опытной активной зоны и материаловедческие послереакторные исследования ТВС и твэлов, отработавших в ней, являются завершающим этапом лицензирования разрабатываемых твэлов. На основании результатов этих исследований принимается решение о переходе к серийному производству активных зон и твэлов.

Большую роль играют материаловедческие исследования и при научно-техническом сопровождении эксплуатации опытных и/или серийных активных

зон для определения разгерметизации твэлов в случае повышения активности теплоносителя из-за случайных или износных отказов твэлов.

На основании результатов послереакторных исследований твэлов, выполненных на всех этапах их разработки, создается база данных по ПРИ, используемая для расчетно-экспериментального определения основных свойств разрабатываемого топлива и верификации расчетных кодов и моделей. Это создает научно-технический задел для последующих разработок твэлов и совершенствования технологии их изготовления.

Таким образом, реакторные и послереакторные материаловедческие исследования играют определяющую роль при разработке и лицензировании твэлов и других элементов активных зон на всех стадиях технического проектирования и эксплуатации активных зон.

ROLE OF POST-IRRADIATION EXAMINATIONS IN EXPERIMENTS IN SUPPORT OF OPERATIONAL INTEGRITY VERIFICATION FOR OPERATING AND ADVANCED CORES OF TRANSPORT REACTORS

A.V. Vatulin¹, G.V. Kulakov¹, Yu.V. Konovalov¹,
E.P. Klochkov², A.E. Novoselov², V.Yu. Shishin²

¹JSC "A.A. Bochvar High-technology Research Institute
of Inorganic Materials", Moscow, Russia
²JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Since development of the first nuclear reactor propulsion plants (they include nuclear-power icebreakers, first of all, as well as nuclear power plants of the small-scale nuclear sector: small-size nuclear power plants and floating nuclear plants), reliability improvement, safety enhancement, gain in performance, and operating life extension of the nuclear reactor core remain to be vitally relevant and full of challenges.

A focal point for this challenging task is development of new components and new fuel elements, primarily, which are capable of withstanding extraordinary damaging factors. Staff members of High-technology Research Institute of Inorganic Materials, JSC MCZ, OKBM and NRC KI, as well as RIAR were among the originators of development. RIAR is assigned an important part in this development work as it is involved in performing experiments in support of engineering design and technologies.

The primary trend in development of nuclear reactor propulsion plants confines itself to extending lifetime, increasing operating life and fuel rating in the core. In order to solve these tasks, engineering development has been conducted as pertaining to the following:

- Engineering development of fuel assemblies and fuel pins, which enable improving their fuel rating, reducing strains in the cladding and dimensional changes due to fuel swelling processes;
- Development and advancement of fabrication technology for fuel pins and fuel assemblies;
- Development of new and/or improvement of existing structural materials;
- Development of new and/or improvement of available materials for fuel meat;
- Development and verification of computer codes and computation models to simulate behavior of fuel pins under irradiation, verify their operational integrity and long-term performance as to the condition of the cores under development.

Irradiation tests and post-irradiation examinations of fuel assemblies and fuel pins are required at all the stages of engineering development.

A long –standing experience in development and introduction of propulsion reactor cores has led to the following sequence of irradiation tests during the engineering development and licensing of fuel pins.

Loop tests of fuel pins under development are conducted in the research reactors after their pre-irradiation tests at the first stage of development. In order to accomplish this task, the research reactor MIR has special independent high-temperature loops to conduct irradiation tests under the conditions to be similar to their operating conditions in the propulsion reactor core to the maximum extent.

Usually the first phase implies comparative loop tests of rodlets of different design as a part of dismountable irradiation rig “Girlyanda”. Obtained irradiation test data and subsequent PIE make it possible to choose the most future-proof advanced design options and materials for the fuel pin to continue development work.

The second phase confines itself to conducting life tests of fuel-size fuel pins and fuel assemblies in the reactor loops. Irradiation test data and PIE data make it possible to verify chosen design options and materials of fuel pins and fuel assemblies (it is also possible to modify the design and fabrication technology if it is necessary) and justify the admissibility of their testing under the conditions of nuclear-power icebreakers or small-size nuclear power plants.

An important stage of licensing is special irradiation tests and post-irradiation examinations of fuel pins under development. The major ones are as follows:

- Defect tests of fuel rods with intentionally applied defects aimed at testing fuel pins under unintentional or deterioration fuel failure;
- In-pile and\ post-irradiation tests under the conditions of design-basis and beyond-design- basis accidents;
- Thermal conductivity measurements of irradiated fuel.

The next stage is the irradiation tests of fuel pins under development as a part fuel assembly in nuclear-power icebreakers or small-size nuclear power plants. If these irradiation tests accomplish successfully and with the use of PIE data, a decision is made to fabricate and test newly developed fuel in the experimental core.

The completion of a successful test of the fuel assemblies and fuel pins in the new core and their PIE is the final stage in licensing of newly developed fuel pins. The obtained experimental data are used as a basis to make decision to start a large-scale fabrication of cores and fuel pins.

Post-irradiation examinations have a leading part in scientific and technical support of experimental and/or commercial core operation to reveal fuel failure in case of coolant activity increase due to the unintentional or deterioration fuel failure.

The PIE data of fuel pins obtained at all the stages of their development are used to create the PIE data base intended for computational and experimental analysis of fuel under development and verification of computer codes and models. They create the key stone for further development of fuel pins and optimization of their fabrication technology.

In doing so, irradiation tests and post-irradiation examinations have a leading part in development and licensing of fuel pins and other components of the reactor cores at all the stages of design engineering and operation.

МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЙ

Б.А. Калинин

ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия

Представлены результаты материаловедческих исследований в Ядерном университете и в создаваемом Центре экстремального материаловедения НИЯУ МИФИ, имеющем комплекс учебно-научных и научно-исследовательских лабораторий, оснащенных современным оборудованием, включая просвечивающие и растровые электронные микроскопы, туннельные атомносиловые приборы, рентгеновские дифрактометры, металлографическое оборудование, комплекс установок для исследования теплофизических свойств материалов, ионно-пучковые и ионно-плазменные установки, плавильные печи, установки для быстрой закалки расплавов, электроимпульсного компактирования порошковых материалов и др.

Имея тесные научно-технические связи с НИИАРом и выполняя задания Госкорпорации «Росатом», Топливной компании «ТВЭЛ», ВНИИНМ и ряда предприятий отрасли научно-педагогические работники НИЯУ МИФИ ведут исследования по конструкционным и топливным материалам атомной техники. К числу весомых результатов следует отнести создание отраслевой базы данных по облученным материалам, внедренной в НИИАР и ФЭИ, создание двухзонной топливной таблетки из диоксида урана, разработку и производство аморфных и наноструктурных припоев для пайки фрагментов первой стенки и дивертора ИТЭРа, результаты спарк-плазменного спекания порошков нитрида урана, мо-

дифицирование структурно-фазового состояния приповерхностных слоев твэльных труб из сплавов циркония и ферритно-мартенситной стали для повышения коррозионной стойкости. Важными являются результаты текстурных исследований по заданиям ВНИИНМ и ЧМЗ, в том числе облученных циркониевых оболочек твэлов (совместно с НИИАР) и оболочек твэлов РБН.

Получены результаты по формированию гелиевой пористости и набуханию хромо-никелевых и хромистых сталей и сплавов ванадия при высоких концентрациях гелия. Проводятся работы по моделированию физических процессов в облученных материалах.

MATERIALS FOR EXTREME CONDITIONS

B.A. Kalin

National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia

Results are presented on the material science research carried out at the National Research Nuclear University “MEPhI” that has academic and research laboratories with up-to-date equipment including transmission and scanning microscopes, tunnel atomic-force microscopes, X-ray diffractometers, metallographic equipment, facilities to test thermo-physical properties, ion-beam and ion-plasma facilities, casting furnaces, facilities for quenching, electric pulse compacting of power materials, etc.

Having close research relations with RIAR and performing tasks of ROSATOM State Corporation, TVEL, VNIINM and other enterprises, the MEPhI staff carries out research in structural and fuel materials of nuclear engineering. The prominent research results are: generation of a database on irradiated materials that was implemented at RIAR and IPPE; designing of a two-zone UO₂ pellet; development of amorphous and nano-structured brazing alloy to braze fragments of the ITER diverter and first wall; spark plasma sintering of uranium nitride powder; modification of structural-phase state of near-surface layers of fuel rod tubes made of zirconium alloys and ferritic-martensitic steel to improve the corrosion resistance. Besides, some important results were obtained on the texture investigations fulfilled under orders from VNIINM and ChMZ, including irradiated zirconium claddings (together with RIAR) and RBN claddings.

Results are obtained on the generation of helium porosity and swelling of chromium-nickel and chromium steels and vanadium alloys at high helium concentrations. Activities are done to simulate physical processes in irradiated materials.

CLADDING TUBE DEVELOPMENT FOR SODIUM-COOLED FAST REACTOR (SFR)

Jun Hwan Kim, Sang Gyu Park,
Sung Ho Kim, Chan Bock Lee

KAERI, Daejeon, Republic of Korea

As a part of developing metal fuel for the Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), KAERI has developed new ferritic-martensitic cladding tube which can be sustainable at the core environment up to 650°C in temperature and 200dpa in maximum dose. It covers alloy development and its performance evaluation, tube manufacture and its performance verification to use in the SFR in Korea which will be built in 2028. Alloy development was carried out to optimize microstructure to enhance thermal creep resistance. Design, manufacture of several model alloys and their out-of pile screening test revealed that thermal creep strength of the new cladding materials increased more than 35% when compared to the conventional HT9 cladding material. Ion irradiation results showed that these new alloys were compatible to HT9. Finally, two kinds of new cladding materials (9Cr-2WVNbTaNB) were selected and they were manufactured into seamless tube in corporation with a domestic steelmaking company. After making mid-sized steel ingot, followed by the multiple processes of tube reduction and the heat treatment, a seamless ferritic-martensitic cladding tubes having 7.4mm outer diameter, 0.5mm thickness and 3,000mm length could be obtained. Assessment of quality inspection as well as the performance validation is being carried out at the manufactured cladding tube. Performance evaluation includes out-of pile test like uni-axial tensile, biaxial burst and pressurized creep test. In-reactor performance test of the new cladding tube will be scheduled using BOR-60 reactor.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК СМЕШАННОГО КАРБИДНО-НИТРИДНОГО ТОПЛИВА ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

Д. Боттомли, Д. Папаноанну, Д. Пеллоттьеро,
Р. Насыров, В. де Вирд, В. Рондинелла

ITU, г. Карлсруэ, Германия

Два твэла NIMRHE представляют собой твэлы из быстрого бридерного реактора, подготовленные в рамках совместного проекта с КАЭ. Наборы твэлов были подготовлены в КАЭ Кадараш и ITU Карлсруэ до облучения в реакторе Phénix. Затем твэлы были возвращены в соответствующие институты для исследований.

В докладе описаны полные неразрушающие и разрушающие исследования изготовленных в ITU твэлов с карбидным и нитридным топливом с 25% содержанием Pu. Они показали отличное поведение до финального выгорания около 5.8 ат.%. Выход ГПД в коллектор оказался умеренным по сравнению с предыдущими результатами. Неразрушающие испытания показали хорошее состояние и умеренный выход ГПД, но указали на коррозию оболочки. Однако, металлографические исследования по длине твэлов продемонстрировали хорошие характеристики со следами лишь внутреннего воздействия или внешнего воздействия теплоносителя. Пористость нитридного и карбидного топлива на середине высоты была значительной и сконцентрировалась в центре с карбидом, показывая немного большее распухание. В будущем будут проведены подробные исследования топливной микроструктуры и механического состояния оболочки, особенно чтобы определить распределение оставшегося газа в топливе и сравнить с поведением твэлов КАЭ.

INVESTIGATION OF THE IRRADIATION PERFORMANCE OF MIXED CARBIDE AND NITRIDE FUELS

D. Bottomley, D. Papaioannou, D. Pellottiero,
R. Nasyrow, W. De Weerd, V.V. Rondinella

ITU, Karlsruhe, Germany

The NIMPHE 2 rods are fast breeder reactor fuel rods prepared together with CEA in a joint project. Sets of pins were prepared at both CEA Cadarache and at ITU Karlsruhe before being irradiated together in the Phénix reactor. The pins were then returned to their respective institutes for examination.

This paper describes the full non-destructive and destructive examinations of the 25%Pu- containing carbide and nitride fuel pins produced by ITU. They showed an excellent behaviour up the final burn-up of close to 5.8 atomic %. The fission gas release to the plenum appeared to be reasonable, in comparison with previous results. The non-destructive testing indicated a good condition and reasonable fission gas release, but suggested cladding corrosion. However the metallographic examinations along the length of the rod indicated good performance with only traces of internal attack or external coolant attack. The porosity of both nitride and carbide fuel at the mid-height was substantial and accumulated in the centre with carbide showing the slightly greater swelling. In the future, detailed testing will be carried out on the fuel micro-structure and cladding mechanical condition, particularly to determine the distribution of retained gas in the fuel and comparison made with the CEA rods behaviour.

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МАТЕРИАЛОВ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОЙ РАБОТЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР

Б.З. Марголин¹, В.А. Федорова¹, А.А. Сорокин¹, А.И. Минкин¹,
В.И. Смирнов¹, В.А. Потапова¹, В.С. Неустроев²

¹ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», г. Санкт-Петербург, Россия

²ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В настоящее время одним из ключевых направлений продления срока эксплуатации (ПСЭ) энергоблоков с РУ ВВЭР является продление службы внутрикорпусных устройств (ВКУ), так как эти элементы не могут быть заменены на новые.

Элементы внутрикорпусных устройств (ВКУ) реакторов ВВЭР, изготовленные из стали марки 08X18H10T в процессе эксплуатации подвергаются нейтронному облучению и воздействию коррозионной среды теплоносителя I-го контура.

Периодическое изменение эксплуатационных режимов, термо- и гидропульсации теплоносителя обуславливают работу некоторых элементов ВКУ в условиях циклического нагружения. Интенсивное нейтронное облучение приводит к значительной потере пластичности и снижению трещиностойкости материала, увеличивает его склонность к коррозионному растрескиванию в среде теплоносителя I-го контура, а также снижает сопротивление усталостному разрушению на стадиях зарождения и развития трещины. В сочетании с γ -разогревом материала выгородки нейтронное облучение приводит к его радиационному набуханию, что усиливает деградацию материала и может привести к нарушению работоспособности выгородки вследствие изменения ее геометрических размеров.

Для обоснования безопасной эксплуатации ВКУ ВВЭР-1000 при ПСЭ до 60 лет ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» провел комплекс исследований по получению и обобщению данных по изменению служебных характеристик материалов ВКУ в зависимости от повреждающей дозы и температуры нейтронного облучения, включая совместные с ГНЦ НИИАР и НИЦ «Курчатовский институт» исследования металла экранной сборки Э-65 реактора БОР-60, облученной до максимальных повреждающих доз 140-150 сна.

В докладе будут представлены методы оценки прочности ВКУ и базовые зависимости для прогнозирования физико-механических свойств, построенные и (или) верифицированные на базе проведенных экспериментальных и теоретических исследований.

INVESTIGATIONS OF MATERIALS OF PRESSURE VESSEL INTERNALS FOR JUSTIFICATION OF SAFE OPERATION OF WWER TYPE REACTORS

B.Z. Margolin¹, V.A. Fedorova¹, A.A. Sorokin¹, A.I. Minkin¹,
V.I. Smirnov¹, V.A. Potapova¹, V.S. Neustroev²

¹FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia

²JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

At present one of the main issues of WWER type reactors lifetime extension is lifetime extension of its pressure vessel internals (PVI), because these components can't be replaced.

The main structural material for PVI of WWER type reactors is 18Cr-10Ni-Ti grade steel (Russian analog of 321 steel). The PVI are undergone neutron irradiation and the influence of corrosion environment of the first circuit coolant. Periodical changes of operating regimes, pulsations of temperature and coolant result in cyclic loading of some PVI components. Neutron irradiation of PVI material strongly decreases the fracture strain and fracture toughness, resistance to IASCC in coolant environment and fatigue crack initiation and growth. Combination of neutron irradiation with γ -heating results in radiation swelling of PVI material. This process intensifies material degradation and may result in core baffle malfunction due to change of its sizes.

CRISM “Prometey” carried out the complex studies of neutron irradiation effect on physical and mechanical properties of PVI materials for justification of WWER-1000 PVI safe operation with lifetime extension up to 60 years. These studies, in particular, include investigation of BOR-60 shield reflector irradiated up to maximal neutron dose of 140-150 dpa (displacement per atom) which are conducted in cooperation with SSC RIAR and NRC "Kurchatov institute".

Methods of PVI structural integrity assessment and main dependencies for prediction of physical and mechanical properties will be presented in this report. These dependencies are constructed and justified on the basis of the performed theoretical and experimental investigations.

ТРЕБОВАНИЯ К КОНСТРУКЦИОННЫМ, ДЕЛЯЩИМСЯ И ПОГЛОЩАЮЩИМ МАТЕРИАЛАМ РЕАКТОРОВ ВВЭР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

В.Я. Беркович, В.А. Мохов, И.Н. Васильченко, В.М. Комолов,
С.А. Кушманов, В.М. Махин, В.И. Цофин

ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»», г. Подольск, Россия

Рассмотрены особенности режимов эксплуатации действующих и создаваемых АЭС с ВВЭР.

Следующие тенденции эволюционного развития ВВЭР должны определять основные требования к конструкционным, делящимся и поглощающим материалам на ближайшее время:

- увеличение назначенного в проекте срока эксплуатации установки (до 60 лет и более);
- внедрение топливных циклов с увеличенной длительностью между остановами (от 1 года до 1,5 и в перспективе до 2 лет) с целью увеличения КИУМ блока;
- увеличение назначенного срока эксплуатации отдельных важных для безопасности систем и элементов (например, ПЭЛов) с целью снижения объема отходов, затрат на текущую эксплуатацию и повышения КИУМ;
- увеличение (до 75 МВт.сут/кгU) выгорания топлива в ТВС с целью снижения затрат на эксплуатацию и объема отходов;
- повышение надежности различных систем с целью снижения затрат на эксплуатацию;
- повышение конкурентоспособности на мировом рынке;
- выполнение требований новых нормативных документов, направленных на повышение безопасности реакторных установок и др.

Выполнение каждой из этих задач связано с анализом свойств используемых материалов. По конструкционным материалам приняты: программа НИ-ОКР на 2011-2013 гг. «Создание и промышленное освоение усовершенствованных сварочных материалов для изготовления перспективных корпусов реакторов типа ВВЭР» и «Программа на период 2012-2018 гг. по материаловедческим проблемам продления срока эксплуатации корпусов реакторов и ВКУ АЭС с ВВЭР-1000 до 60 лет и более».

Значительное внимание уделялось и уделяется обоснованию работоспособности твэлов в проектных режимах категорий 1 и 2, а также изучению последствий воздействия проектных режимов категорий 3 и 4 на термомеханику твэлов. Как показано в докладе, в диапазоне высоких проектных выгораний перспективных топливных циклов состояние твэлов исследовано не в полной мере.

Кроме того, для снижения объема отходов целесообразно увеличение установленного срока эксплуатации ПС СУЗ (10 лет) в 2-3 раза с обеспечением нормального функционирования рабочих органов СУЗ во всех проектных режимах (требование НП-082-07).

ОСЛАБЛЕНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ И РАДИАЦИОННОГО ПОВРЕЖДЕНИЯ ПО СТЕНКЕ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

М. Брумовски, М. Кытка, М. Марек

UJV Rez a.s., г. Ржеж, Чехия

Ослабление радиационного повреждения в настоящее время основано прежде всего на расчетных моделях, без их практического подтверждения.

Для этого, крупно-габаритный эксперимент был подготовлен и реализован, т.е. модель поля нейтронов и радиационного повреждения в типичной стенке корпуса реактора ВВЭР-1000 толщиной 200 мм.

Была проведена детальная нейтронная дозиметрия в данном эксперименте вместе с расчетом поля нейтронов – обе результаты были сравнены и анализированы. В то же время, был проведен расчет поля нейтронов в реальном корпусе реактора типичный ВВЭР-1000 установки и все результаты были сравнены.

В общем было найдено, что поле нейтронов, т.е. поток нейтронов и энергетический спектр нейтронов имели сходные зависимости, т.е. крупногабаритный эксперимент может представлять поведение в реальной стенке корпуса реактора.

В то же время, были получены зависимости ослабления потока нейтронов по стенке корпуса реактора как функция энергетического спектра нейтронов, т.е. зависимости потока нейтронов от порогового значения энергии нейтронов – была получена сильная зависимость значения экспонента ослабления от пороговой энергии нейтронов. Сравнение поля нейтронов в различной глубине по стенке корпуса показало, что наиболее представительным является поток нейтронов с энергией больше 0.5 МэВ, так как его соотношения с значением повреждения $d_{ра}$ является практически постоянным по всей толщине стенки.

Основные типы механических испытаний были также проведены – измерение твердости, на статическое растяжение, ударной вязкости и статической вязкости разрушения – рекомендуемая МАГАТЭ сталь типа JRQ была выбрана из-за того, что у стали корпуса реактора ВВЭР-1000, т.е. 15X2НМФАА, малая чувствительность к радиационному повреждению и таким образом бы полученные эффекты являлись малыми.

Была также получено, что экспонент ослабления радиационного повреждения имеет хорошую совпаимость с экспонентом ослабления нейтронного потока.

ATTENUATION OF NEUTRON FLUENCE AND RADIATION DAMAGE THROUGH WWER-1000 RPV WALL

M. Brumovsky, M. Kytka, M. Marek

UJV Rez a.s., Rez, Czech Republic

Attenuation of radiation damage is practically based only on calculation models, without any practical experimental verification.

Large scale experiment was designed and realized for this purpose, i.e. to model neutron field and radiation damage in a typical VVER-1000 RPV wall with the thickness of 200 mm.

Detailed neutron dosimetry was performed in the experiment together with detailed neutron field calculations – both results were compared and analyzed. In the same time, calculation of neutron field in a real RPV wall of a typical VVER-1000 unit during operation was performed and all these results were again compared.

It was generally found, that neutron field, i.e. neutron flux and energy spectrum have similar dependencies in both these cases, i.e. large scale model experiment can represent the behaviour of real RPV wall.

In the same time, dependencies of neutron flux attenuation through the RPV wall as a function of neutron energy spectrum, i.e. on threshold neutron energy for a given flux, were obtained with a strong dependence of the attenuation exponent on flux threshold energy. Comparison of neutron field in the different depth of the RPV wall shows that the most representative is flux with energies larger than 0.5 MeV, as its ratio with dpa values is practically constant through the whole wall thickness.

Several types of mechanical testing have been performed – hardness, static tensile, impact notch toughness and static fracture toughness of modeled material – IAEA reference steel JRQ (this material was chosen preferably, as steel 15Kh2NMFAA and its welding metal have relatively low susceptibility to radiation damage and thus obtained effects would be small).

Finally, attenuation exponent for radiation damage has a close consistency with this exponent for neutron flux attenuation.

ОПТИМИЗАЦИЯ СТАЛЕЙ ДЛЯ КОРПУСОВ НОВЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Г.П. Карзов, Б.З. Марголин, И.В. Теплухина, Е.В. Юрченко

ФГУП «ЦНИИ КМ “Прометей”», г. Санкт-Петербург, Россия

Одним из направлений развития атомной энергетики России является создание более мощных реакторных установок типа ВВЭР. В рамках проекта ВВЭР-ТОИ планируется строительство АЭС ВВЭР мощностью 1200 МВт со сроком эксплуатации не менее 60 лет при повышенной системе безопасности по сравнению с реакторами ВВЭР-1000.

Одним из направлений повышения безопасной эксплуатации реакторов с материаловедческой точки зрения является применение для изготовления корпуса реактора стали с повышенным сопротивлением радиационному и тепловому охрупчиванию.

В качестве задачи по обеспечению повышенной безопасности реакторов нового поколения авторами было введено дополнительное требование к условию обеспечения целостности по критерию хрупкого разрушения.

Кроме традиционного уровня целостности по критерию хрупкого разрушения, которое в упрощенном виде можно представить как

$$nK_{JC} < K_{JC} \quad (1),$$

должно выполняться следующее условие: при аварийном расхолаживании корпуса реактора его материал должен находиться в вязкой области, т.е. должно выполняться условие:

$$T_{tr} < T_{PTS} \quad (2)$$

где T_{tr} – температура хрупко-вязкого перехода, T_{PTS} – температура в корпусе реактора в районе постулируемого дефекта при аварийном расхолаживании.

Условия (1) и (2) должны быть обеспечены в течение 60 лет эксплуатации.

В первом приближении T_{tr} можно оценить из уравнения

$$K_{JC}(T - T_K)|_{T=T_{tr}} = K_{JC}^{ductile} \quad (3)$$

где $K_{JC}^{ductile}$ – уровень верхнего шельфа кривой $K_{JC}(T)$, $K_{JC}(T - T_K)$ – температурная зависимость вязкости разрушения, T_K – температура хрупкости, соответствующая концу эксплуатации реактора.

Задачей – минимум по обеспечению повышенной безопасности реакторов нового поколения является обеспечение такого значения T_K на конец срока эксплуатации 60 лет, чтобы условия (1) и (4) удовлетворялись

$$T_{tr} < T_{PTS}^{s-w} = 100^\circ\text{C} \quad (4),$$

где T_{PTS}^{s-w} – температура, выше которой в реакторе находится паро-водяная смесь высокой энергоемкости.

Такое условие означает, что при аварийном расхолаживании, когда в реакторе имеется пароводяная смесь большой энергоемкости, материал корпуса реактора находится в вязкой области. Следовательно, его катастрофическое разрушение практически невозможно.

Для обеспечения задачи – минимум на конец срока эксплуатации 60 лет должны выполняться следующее условие: для всех элементов корпуса реактора:

$$T_{K|60 \text{ лет}} < 30^{\circ}\text{C} \quad (5)$$

Задачей – максимум по повышению безопасности является обеспечение такого значения T_K на конец срока эксплуатации 60 лет, что условия (1) и (6) удовлетворялись при:

$$T_{tr} < T_{PTS}^{\min} \quad (6),$$

где T_{PTS}^{\min} - минимальная температура корпуса реактора при его аварийном расхолаживании.

Для обечайки активной зоны $T_{PTS}^{\min} = 55^{\circ}\text{C}$; для необлучаемых частей корпуса реактора, включая патрубковую обечайку, $T_{PTS}^{\min} = 20^{\circ}\text{C}$,

Это означает, что весь сценарий аварийного расхолаживания корпуса реактора будет происходить при потенциальном разрушении материала корпуса реактора в вязкой области.

Для обеспечения задачи – максимум на конец срока эксплуатации 60 лет должны выполняться следующие условия: для обечайки активной зоны $T_{K|t=60 \text{ лет}} < \text{минус } 15^{\circ}\text{C}$; для необлучаемых частей корпуса реактора, включая патрубковую обечайку, $T_{K|t=60 \text{ лет}} < \text{минус } 50^{\circ}\text{C}$

В работе описаны материаловедческие аспекты повышения безопасной эксплуатации реакторов типа ВВЭР поколения III+, основанные на применении для изготовления корпусов реакторов сталей, разработанных на основе композиции стали 15X2МФА с ограниченным содержанием никеля (стали марок 15X2МФА мод. А и 15X2МФА-А мод. Б) и имеющих прочностные характеристики на уровне категории прочности КП-45 для обечаек с толщиной стенки до 600 мм. При этом гарантированное значение температуры хрупкости в исходном состоянии для заготовок с толщиной стенки до 420 мм, изготавливаемых, в том числе, с применением технологий штамповки (обечайки активной зоны, обечайки зоны патрубков) составляет $T_{K0} \leq \text{минус } 60^{\circ}\text{C}$.

В работе представлены исследования влияния рабочей температуры и нейтронного облучения на охрупчивание новых сталей, проведенные совместно с РНЦ «Курчатовский институт», а также исследования эволюции тонкой структуры новых сталей под воздействием эксплуатационных факторов, обеспечивающей низкую скорость деградации свойств при эксплуатации.

Показано, что новые стали практически не подвержены охрупчиванию за счет теплового старения и имеют высокое сопротивление нейтронному облучению: при сроке службы 60 лет для корпуса реактора ВВЭР-ТОИ ΔT_K не превышает 43°C , что в совокупности с высоким уровнем сопротивления хрупкому разрушению в исходном состоянии обеспечивает выполнение задачи – максимум по повышению безопасной эксплуатации КР.

Таким образом, как для облучаемых, так и для необлучаемых элементов корпуса реактора из новых сталей T_K удовлетворяет условию (6). Это означает, что стали марок 15X2МФА мод. А и 15X2МФА-А мод. Б обеспечивают выполнение задачи – максимум по радикальному повышению безопасной эксплуатации КР ВВЭР-ТОИ на срок службы 60 лет.

OPTIMIZATION OF STEEL FOR NEW PRESSURE VESSELS OF VVER REACTORS

G.P. Karzov, B.Z. Margolin, I.V. Teplukhina, E.V. Yurchenko

FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia

The construction of higher-power plants with WWER-type reactor is one of the lines of development of nuclear power engineering in Russia. As a part of the NPP-2006 Project the building of NPPs with 1200 MW WWER is planned. The service life of such reactors should be at least 60 years with an improved safety system as compared to WWER-1000.

One of the activities aimed at increasing the safe operation of reactors is the creation of RPV steels with increased resistance to radiation and thermal embrittlement.

In terms of materials science, a universally accepted safety level is the justification of the RPV structural integrity by brittle fracture criterion. Brittle fracture criterion in its simplest form may be presented as

$$nK_{JC} < K_{JC} \quad (1),$$

where n is some margin.

For increasing the safety level an additional condition is introduced: for accident RPV cooling during PTS a potential fracture mode of RPV material should be ductile. This condition may be presented in the form

$$T_{tr} < T_{PTS} \quad (2)$$

where T_{PTS} is a temperature in RPV zone near a postulated flaw under PTS; T_{tr} is the brittle-to-ductile transition temperature.

Both conditions (1) and (2) should be met for RPV material during plant operation for 60 years.

In the first approximation T_{tr} may be determined from equation

$$K_{JC}(T - T_k)|_{T=T_{tr}} = K_{JC}^{ductile} \quad (3)$$

where $K_{JC}^{ductile}$ is the upper shelf of $K_{JC}(T)$ curve, $K_{JC}(T - T_k)$ is dependence of fracture toughness on temperature, T_k is the critical brittle fracture temperature.

The goal of second level of operation safety (safety level 2) of high power reactor is to provide the value of T_k for which conditions (1) and (4) at the end of 60 years of operation are met:

$$T_{tr} < T_{PTS}^{S-W} = 100^\circ\text{C} \quad (4),$$

where T_{PTS}^{S-W} is the minimum temperature under RPV loading during PTS above which the formation of steam-water mixture with high power capacity occurs into the RPV.

This condition means that at PTS when there is steam-water mixture with high power capacity (since the steam is compressed), the RPV material condition corresponds to the ductile fracture mode. Therefore, its catastrophic fracture is hardly possible.

For safety level 2 to be provided at the end of 60 years of operation for all components of RPV the following condition has to be met:

$$T_{K|60 \text{ years}} < 30^{\circ}\text{C} \quad (5)$$

The goal of top level of operation safety (safety level `1) is to provide the value of T_k for which conditions (1) and (6) at the end of 60 years of operation are met:

$$T_{tr} < T_{PTS}^{\min} \quad (6),$$

where T_{PTS}^{\min} is the minimum temperature under RPV loading during PTS regime.

For shell of nuclear core $T_{PTS}^{\min} = 55^{\circ}\text{C}$; for non-irradiated components of RPV, including the nozzle zone shell, $T_{PTS}^{\min} = 20^{\circ}\text{C}$.

This condition means that the RPV material condition corresponds to the ductile fracture mode during the PTS regime.

For safety level 1 to be provided at the end of 60 years of operation the following condition should be satisfied: for shell of nuclear core $T_{K|t=60 \text{ years}} < \text{minus } 15^{\circ}\text{C}$; for non-irradiated components of RPV, including the nozzle zone shell, $T_{K|t=60 \text{ years}} < \text{minus } 50^{\circ}\text{C}$.

In the present report two grades of RPV steel are considered to provide goals of second and top levels of operation safety. It is shown that 15Kh2NMFA (2Cr-Ni-Mo-V steel grade 1) used for WWER-1000 RPV may provide safety level 2, but does not allow to provide safety level 1. 15Kh2MFA-A steel (2,5Cr-Mo-V steel) used earlier for WWER-440 RPV may to provide not only safety level 2, but also safety level 1.

In the report manufacturing and properties of modified 15Kh2MFA-A steel are considered. Two modifications of the 15Kh2MFA steel have been created: 15Kh2MFA-A mod. A and 15Kh2MFA-A mod. B. It is shown that both modifications of 15Kh2MFA steel provide the requirement level of strength , 450 MPa (for test temperature 350°C) for forgings with wall thickness up to 600 mm. For forgings with the wall thickness up to 420 mm including the core shells and nozzle zone shells guaranteed value of critical temperature of brittle fracture $T_{K0} \leq - 60^{\circ}\text{C}$.

Investigations of the influence of operation temperature and neutron irradiation on embrittlement of new steels performed in cooperation with NRC “Kurchatov institute” are presented. Investigations of microstructure evolution of both modifications of new steel under operation are also presented.

It is shown that new steel is not practically embrittled due to thermal ageing and have high resistance to neutron irradiation: at the end of 60 years of operation value ΔT_K for RPV of WWER-1200 is less than 43°C. The properties of new steel provide the goal of top level of safety operation of WWER RPV.

ФАЗОВЫЕ БЕЗДИФфуЗИОННЫЕ ПРЯМЫЕ И ОБРАТНЫЕ ($\gamma \leftrightarrow \alpha$)-ПРЕВРАЩЕНИЯ И ИХ РОЛЬ В ФОРМИРОВАНИИ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ И КОРРОЗИОННЫХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ, ОБЛУЧЕННЫХ НЕЙТРОНАМИ ИЛИ ЗАРЯЖЕННЫМИ ЧАСТИЦАМИ

О.П. Максимкин

РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Казахстан

Известно, что конструкционные материалы для реакторов на быстрых нейтронах и термоядерных установок – сложно легированные аустенитные нержавеющие стали и сплавы – метастабильны и, в результате интенсивных внешних воздействий (деформация, облучение, температура), в них могут протекать фазовые переходы и, в том числе, прямые ($\gamma \rightarrow \alpha$) и обратные ($\alpha \rightarrow \gamma$) мартенситные превращения, во многом определяющие эксплуатационные характеристики этих материалов.

В настоящей работе рассмотрены процессы фазовых превращений, индуцированных холодной деформацией, облучением и/или температурным воздействием в хромоникелевых аустенитных нержавеющих сталях. Показано, что в процессах интенсивного воздействия на элементы твердого тела в них зарождаются и накапливаются различного рода дефекты (двойники, дефекты упаковки, дислокационные каналы и др.), характеризующиеся внутренними напряжениями и связанной с ними запасенной (латентной) энергией, которую определяли в деформационно-калориметрических экспериментах. Наряду с тем изучены процессы диссипации энергии, сопровождающие структурно-фазовые $\gamma \rightarrow \alpha$ превращения и найдены энергетические и механические параметры зарождения и развития мартенситной α -фазы при деформации хромоникелевых сталей типа 18-10, необлученных и облученных нейтронами и заряженными частицами. Выявлены механизмы локализации деформации реакторных сталей, облученных быстрыми нейтронами и их связь с мартенситным $\gamma \rightarrow \alpha$ превращением.

Показано, что наличие мартенситной α -фазы в деформированных образцах приводит к усилению питтинговой коррозии нержавеющих сталей в хлорсодержащей среде.

Установлено, что в результате облучения стали 12X18H10T тяжелыми ионами Кг с энергией 1,56 МэВ/нуклон и флюенсом $1 \cdot 10^{15}$ част/см² в приповерхностном слое образца зарождается так называемый α -мартенсит облучения.

Представлены результаты систематизированных исследований процессов обратного мартенситного $\alpha \rightarrow \gamma$ превращения в сталях 12X18H10T и 08X16H11M3, облученных тепловыми (ВВР-К) и быстрыми (БН-350) нейтронами.

Установлена стадийность процессов отжига ферромагнитных и прочностных свойств сталей, интенсивность обратного превращения и температурные диапазоны стадий.

Обнаружено, что при отжиге деформированных облученных до высоких (59 сна) повреждающих доз стальных образцов в районе температуры отжига 400°C наблюдается эффект прироста количества ферромагнитной фазы.

Полученные результаты могут быть использованы при оценке деформационной способности высокооблученных нержавеющей аустенитных сталей на стадии извлечения и транспортировки отработавших ТВС атомных реакторов.

PHASE DIFFUSIONLESS DIRECT AND REVERSED ($\gamma \leftrightarrow \alpha$)-TRANSFORMATIONS AND THEIR ROLE IN FORMATION OF PHYSICAL AND MECHANICAL PROPERTIES AND CORROSION RESISTANCE OF AUSTENITIC STAINLESS STEELS IRRADIATED WITH NEUTRONS AND CHARGED PARTICLES

O.P. Maksimkin

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

It is known that structural materials for fast-neutron reactors and fusion power plants, for example, complex austenitic stainless steels and alloys, are metastable and, as the result of intensive external effect (deformation, irradiation, temperature), phase transformations may take place, such as direct ($\gamma \rightarrow \alpha$) and reversed ($\alpha \rightarrow \gamma$) martensitic transformations which, in many aspects, determine operation characteristics for these materials.

In this research, processes of phase transformations induced by cold deformation, irradiation and/or temperature in Cr-Ni austenitic stainless steels were studied. It has been shown that intensive impact on elements of solid material causes development and accumulation different types of defects (twins, stacking faults, dislocation channels) which are characterized by internal stresses and interrelated latent energy determined in deformation experiments combined with colorimetric studies. Dissipation of energy as a part of structural and phase $\gamma \rightarrow \alpha$ transformations was also studied and energy and mechanical parameters of origination and development of deformation-induced α phase in Cr-Ni steels (18-10 type, non-irradiated and irradiated with neutrons and charged particles) were determined. Mechanisms of deformation localization in reactor steels irradiated with fast neutrons and their effect on martensitic $\gamma \rightarrow \alpha$ transformation were determined.

Показано, что наличие мартенситной α -фазы в деформированных образцах приводит к усилению питтинговой коррозии нержавеющей сталей в хлорсодержащей среде.

It has been shown that presence of martensitic α -phase in deformed stainless steel samples results in an increase of pitting corrosion for Cl-containing solution.

It has been found that irradiation of 12Cr18Ni1Ti steel with Kr heavy ions (1.56MeV/nucleon, 19^{15} particles/cm²) results in formation of, so called, irradiation-induced α -martensite.

Results of systematic research on martensitic $\alpha \rightarrow \gamma$ transformations in 12Cr1Ni10Ti and 08Cr16Ni11Mo3 steels irradiated with slow (WWR-K) and fast (BN-350) neutrons were presented.

Stages of annealing ferromagnetic and strength properties of the steels, intensity of reversed transformation and temperature intervals of stages were determined.

It has been found that annealing of deformed and irradiated steel samples to high damaging doses (59 dpa) results in an increase of ferromagnetic phase at temperature of around 400 °C.

The obtained results could be used to estimate deformation ability of highly-irradiated stainless austenitic steels at the stages of handling and transportation of spent fuel assemblies from nuclear reactors.

ВОЗМОЖНОСТИ СКАНИРУЮЩИХ ЭЛЕКТРОННЫХ МИКРОСКОПОВ «TESCAN» ПРИ ИССЛЕДОВАНИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ

М.В. Лукашова, Н.Г. Миловзоров

ООО «ТЕСКАН», г. Санкт-Петербург, Россия

На сегодняшний день рынок сканирующих электронных микроскопов (СЭМ) представлен несколькими европейскими и японскими производителями с мировыми именами, в число которых входит и компания «TESCAN ORSAY HOLDING, a.s.». В России установлено более 110 микроскопов марки TESCOAN. Среди пользователей TESCOAN институты РАН, отраслевые НИИ, университеты, ядерные центры, ведущие криминалистические подразделения МВД и др.

Компания TESCOAN имеет развитую сеть демонстрационно-методических и сервисных центров по всему миру. На территории РФ и стран СНГ официальным торгово-техническим представителем TESCOAN является компания ООО «ТЕСКАН», которая осуществляет поставку, монтаж, гарантийное и сервисное обслуживание, модернизацию микроскопов TESCOAN, методическую поддержку пользователей. Созданы демонстрационно-методические центры TESCOAN в Санкт-Петербурге и Москве, где будущие пользователи могут оценить функциональность оборудования на примере исследования *собственных образцов*, а значит подобрать комплектацию, максимально удовлетворяющую их задачам. В демо-центре TESCOAN в Санкт-Петербурге несколько раз в год проходят ставшие уже традиционными семинары-практикумы для пользователей микроскопов.

Перечислим ряд особенностей микроскопов TESCAN, принципиальных при исследовании конструкционных и функциональных материалов:

– запатентованная технология Wide Field Optics™ позволяет получать изображения не только с превосходным разрешением (менее 1 нм для определенных моделей), но также с расширенной глубиной резкости (глубина резкости сравнима с шириной поля зрения) или с максимально широким полем обзора без искажений (увеличение от 1 ×). Рисунок 1 иллюстрирует различные режимы работы колонны СЭМ TESCAN;

– оригинальная технология 3D Beam дает возможность работать с «живыми» стерео-изображениями микро- и нано-объектов в реальном времени, что незаменимо при анализе образцов со сложным рельефом (например поверхностей изломов), а также доставляет эстетическое удовольствие. А совместимое с TESCAN специальное программное обеспечение реконструирует реальную 3D-поверхность по стерео-паре изображений для измерения истинных линейных размеров, площадей или объемов объектов на поверхности образца, для построения профилей и получения характеристик волнистости и шероховатости;

– программа управления микроскопом имеет 5 уровней доступа и локализацию под 6 языков, включая русский. Все процедуры юстировки и настройки автоматизированы, а запатентованная технология In-Flight Beam Tracing™ плавно оптимизирует параметры пучка электронов «на лету» в реальном времени;

– полностью моторизованный управляемый с компьютера столик образцов с точным воспроизведением заданных координат, причем точность позиционирования сохраняется даже для тяжелых образцов (для некоторых моделей до 8 кг),

– наличие точно позиционируемого столика, а также режим внешней развертки микроскопов TESCAN позволяют автоматизировать многие рутинные исследования на СЭМ. Например, есть решения для автоматического поиска и анализа в какой-либо матрице частиц с заданными свойствами (морфологическими, яркостными, композиционными), решения для автоматического анализа компонентного состава, раскрытий и ассоциаций фаз у многофазных образцов. Первый из упомянутых вид автоматизации используется, например, для анализа неметаллических включений в стали; второй — для изучения геологических объектов. Имеется встроенный язык программирования для создания собственных пользовательских процедур;

– размер изображения вплоть до 16 384 × 16384 пикселей, 11 ступеней размера изображения на выбор. Принципиально при анализе морфологических свойств объектов на изображении с хорошей статистической достоверностью;

– режим переменного вакуума в камере образцов позволяет изучать образцы, не проводящие электрический ток, в их естественном состоянии без какого-либо напыления токопроводящего слоя;

– из прочих технических особенностей отметим: модернизированную электронику и сверхбыструю систему сканирования (до 20 нс/пиксель) с компенсацией статических и динамических аберраций; немерцающее цифровое изображение превосходного качества; несколько вариантов подвески камеры

и колонны для эффективного подавления внешних вибраций; отсутствие механически центрируемых элементов в колонне микроскопа (дополнительная электромагнитная линза работает в качестве устройства смены апертуры).

Сканирующий электронный микроскоп является универсальным инструментом в том смысле, что, будучи укомплектован теми или иными детекторами и аксессуарами, позволяет выполнять исследования в широком спектре задач. Перечислим те методы, реализуемые на СЭМ, которые обычно наиболее интересны для целей материаловедения (часть перечисляемых устройств производится компанией TESCAN, часть является продуктами других производителей, полностью интегрированными с TESCAN):

- классическая задача СЭМ — изображения поверхности образцов при больших увеличениях с подчеркиванием топографических особенностей и/или композиционных различий между компонентами многофазного материала;

- локальный элементный анализ с чувствительностью $< 0,1\%$ масс. или $< 0,01\%$ масс. в зависимости от типа спектрометра, определяемого элемента и состава матрицы;

- локальный анализ типа и ориентации кристаллической решетки (текстура материала, карты разориентации зерен, внутренних напряжений в зернах, прямые и обратные полюсные фигуры и т.д.);

- съемный детектор «на просвет». Придает сканирующему электронному микроскопу некоторые функции просвечивающего;

- регистрация сигнала катодолюминесценции, чувствительного к незначительным вариациям состава, дефектам решетки или особенностям зонной структуры твердых тел;

- регистрация тока, наведенного в образце пучком электронов;

- дополнительная ионная колонна для прицельной модификации поверхности образцов пучком высокоэнергетических ионов или для послойного исследования образцов (с одновременным контролированием процессов модификации и травления с помощью электронной колонны);

- из академических приложений назовем: установку времяпролетного масс-спектрометра или атомно-силового микроскопа на камеру СЭМ, литографию электронным либо ионным пучком, нано-манипуляторы, систему инжектирования различных газов в камеру СЭМ, устройства для механических или температурных испытаний образцов непосредственно в камере СЭМ, криозаморозку образцов в камере, и т.д.

Сканирующие электронные микроскопы TESCAN имеют от 10 до 20 (в зависимости от модели) интерфейсных портов для одновременной установки перечисленных выше детекторов и аксессуаров. Большинство устройств может приобретаться после покупки микроскопа, постепенно превращая базовый прибор в мощный исследовательский комплекс.

Модельный ряд микроскопов TESCAN в целом повторяет аналогичный ряд других производителей. Т.е., имеются классические электронные микроскопы с вольфрамовым термо-катодом в качестве источника электронов (серия

VEGA), микроскопы с катодом с полевой эмиссией типа Шоттки (серия MIRA), микроскопы с дополнительной ионной колонной (серии VELA, LYRA), а также микроскопы для специальных приложений (TIMA для геологии, FERA для микроэлектроники, InduSEM для оперативного контроля качества на производстве, EasyProbe как альтернатива настольным СЭМ с микроанализом).

Таким образом, возможности микроскопов TESCAN и дополнительных аксессуаров к ним весьма богаты и позволяют подобрать оптимальную комплектацию для исследований в самых разных областях применения, и все это с сохранением бескомпромиссного соотношения цена/возможности.

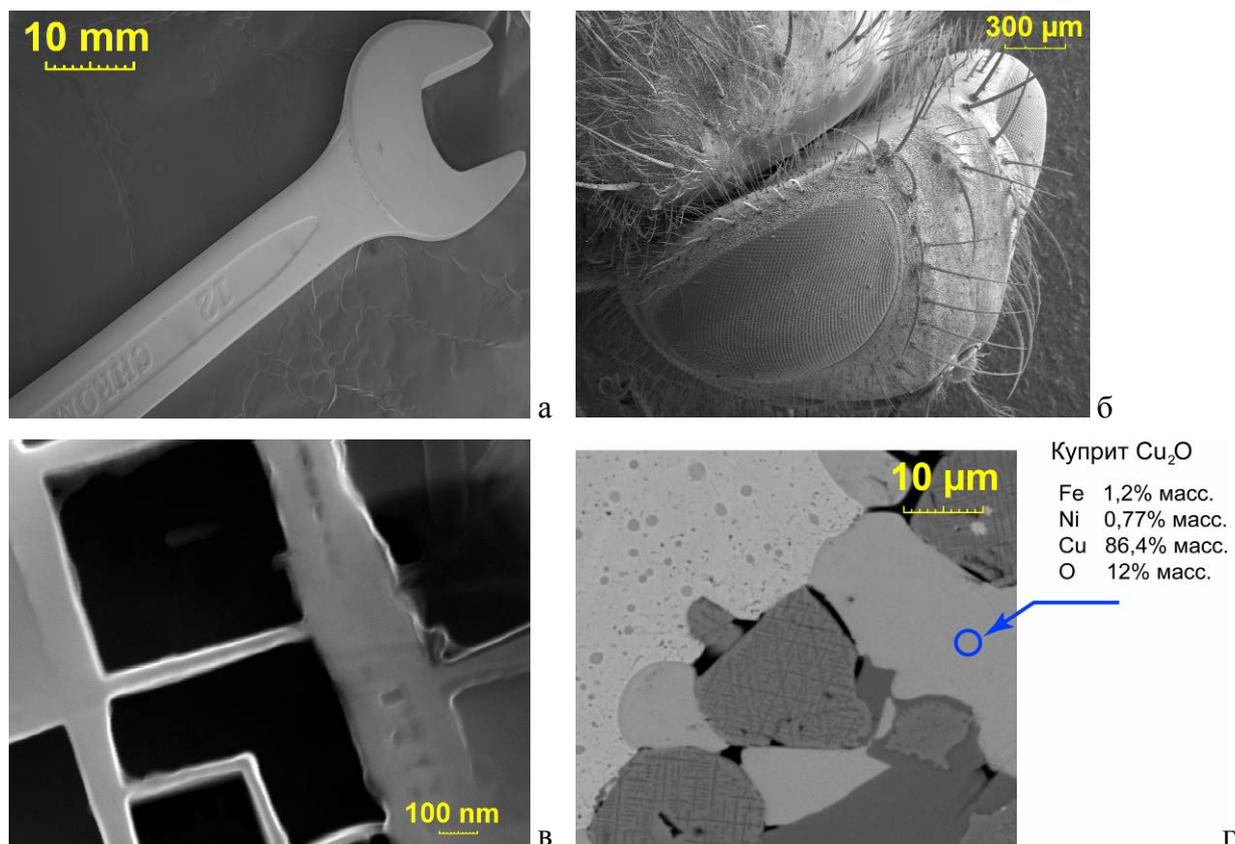


Рис. 1 – Демонстрация различных режимов работы сканирующего электронного микроскопа TESCAN: а – широкое поле обзора (гаечный ключ), б – расширенная глубина резкости (голова мухи-дрозофилы), в – разрешение (структура γ' -фазы жаропрочного никелевого сплава), г – локальный элементный анализ с помощью энергодисперсионного спектрометра (анодный шлак)

ECRIX-H: A SUCCESSFUL EXPERIMENT OF AMERICIUM TRANSMUTATION

J. Lamontagne¹, S. Béjaoui¹, J.M. Bonnerot¹, E. Brunon¹,
E. Esbelin², J. Tommasi¹, J. Noirot¹

¹Cadarache, CEA; Saint Paul Lez Durance, France

²Marcoule, CEA; Bagnols sur Cèze, France

The ECRIX-H experiment aimed to assess the feasibility of transmuting americium ($\text{AmO}_{1.62}$) micro-dispersed in an inert magnesia (MgO) matrix under a locally moderated neutron flux in sodium-cooled fast reactor (SFR). For that, a specific carrier sub-assembly was designed with annular blocks of CaH_x acting as a neutron moderator. The ECRIX-H pin was then put inside this sub-assembly and irradiated for 318 Effective Full Power Days (EFPD) in the Phénix reactor.

A wide Post-Irradiation Examinations (PIE) program – including both non-destructive and destructive examinations – was conducted at various scales, from the entire pin to the micron americium-based particles. These PIE were performed in the LECA-STAR (Cadarache) and ATALANTE (Marcoule) facilities.

The results indicated a satisfactory behaviour of the inert MgO matrix. Particularly, a moderate swelling occurred in the pellets under irradiation even with significant quantities of helium generated and at high transmutation rate. The satisfactory behaviour of the MgO matrix was demonstrated not only during the basic irradiation but also during post-irradiation thermal transients.

Post-irradiation examinations also demonstrated the high transmutation rate so as to definitively conclude on the success of the ECRIX-H experiment. This transmutation rate was experimentally determined at around 93 at% using several analytical techniques. These results particularly validated the transmutation rate predicted by the calculation codes (92.6 at%). These examinations also provide additional information on the behaviour of fission products both in the americium-based particles and in the MgO matrix.

ПАРАМЕТРЫ И СТРУКТУРА ПЕРВИЧНОГО РАДИАЦИОННОГО ПОВРЕЖДЕНИЯ ГАФНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

В.Д. Рисованый¹, Б.А. Шиляев²,
А.А. Васильев², К.В. Ковтун²

¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия
² ННЦ «ХФТИ НАН Украины», г. Харьков, Украина

В ключевых элементах конструкций ядерных энергетических реакторов широко используются материалы с гексагональной плотноупакованной решеткой (Be, Ti, Zr, Cd, Hf). Эти элементы конструкций находятся в жестких радиационных условиях под действием смешанного энергетического спектра, тепловых, резонансных и быстрых нейтронов. Основные проблемы использования материалов в таких условиях возникают из-за явлений радиационного роста, ползучести, охрупчивания и распухания.

Протекание процессов радиационного повреждения зависит от предварительной деформационной и термической обработки материалов, их структуры и текстуры.

Облучение нейтронами вызывает в конструкционных материалах различные ядерные процессы, приводящие к образованию смещенных атомов с различной кинетической энергией, участвующих в атом-атомных процессах создания за время $\sim 10^{-12}$ с первичной радиационной микроструктуры. Увеличение концентрации радиационных дефектов микроструктуры и их эволюция при пролонгированном облучении нейтронами при дозах меньше 0,1 сна приводит к возникновению макроскопических процессов радиационного роста и ползучести.

В докладе представлены параметры, характеризующие первичное радиационное повреждение гафния, полученные методом математического моделирования с использованием многопрограммного вычислительного комплекса ИМИТАТОР [1]. Энергетический спектр первично-выбитых атомов и переносное сечение образования точечных дефектов рассчитано с учетом всех возможных каналов ядерных взаимодействий нейтронов в активной зоне ядерного реактора ВВЭР-1000 (Рис.1 и 2).

Особенностью первичного радиационного повреждения гафния нейтронами спектра деления в активной зоне ядерных реакторов ($E_n > 0,1$ МэВ) является отсутствие процесса деления каскадов смещений на субкаскады, что характерно для всех металлов с $A > 170$. Первичное радиационное повреждение таких металлов представляет собой обогащенные вакансиями ($\sim 7\%$) локальные зоны радиационного повреждения, случайным образом распределенные в объеме облучаемых материалов, которые в процессе “усадки” превращаются в дефекты упаков-

ки различных размеров нанометрического масштаба. На рис.3 представлено распределение по размерам таких зон в гафнии.

Процесс образования таких дефектов начинается с самого начала облучения [2]. Увеличение дозы облучения приводит к линейному возрастанию их концентрации без изменения размерного распределения, но при дозе порядка $\sim 0,1$ сна выходит на насыщение, уровень которого определяется температурой облучения, плотностью потока и энергетическим спектром нейтронов (рис.4).

Процесс образования таких дефектов начинается с самого начала облучения [2]. Увеличение дозы облучения приводит к линейному возрастанию их концентрации без изменения размерного распределения, но при дозе порядка $\sim 0,1$ сна выходит на насыщение, уровень которого определяется температурой облучения, плотностью потока и энергетическим спектром нейтронов (рис.4).

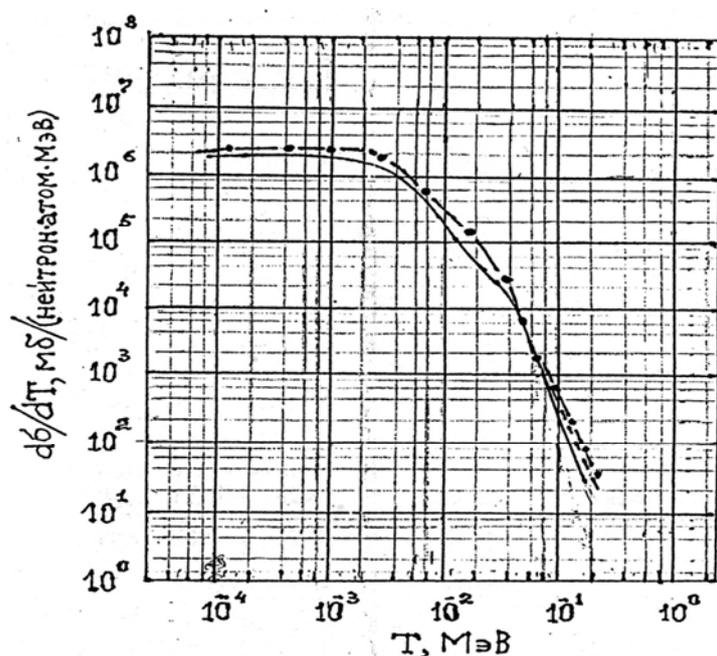


Рис. 1 Энергетические спектры первично-выбитых атомов (ПВА) при облучении Hf нейтронами реактора деления. Спектр ПВА, образованный при упругом рассеянии нейтронов рассчитан с помощью оптической модели и представлен сплошной линией. Пунктирная линия соответствует суммарному спектру ПВА от упругого рассеяния нейтронов и их участия в пороговых ядерных реакциях, рассчитанных с использованием статистической предравновесной модели атомного ядра; штрих-пунктирная линия представляет полный суммарный спектр ПВА Hf с учетом резонансного захвата нейтронов (n,γ), рассчитанный по модели радиационного захвата нейтронов.

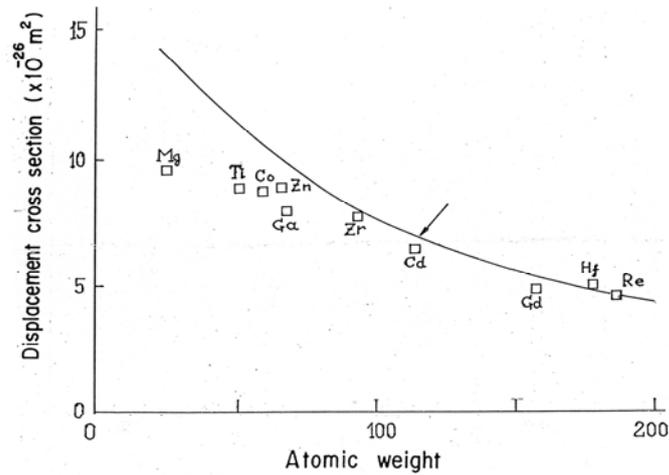


Рис.2 Связь между экспериментальными значениями поперечных сечений радиационного повреждения и атомным весом A облучаемого металла. Линия представляет теоретический расчет в приближении бинарных столкновений (БСА), реализованный программой MARLOWE

Возникает динамически равновесная концентрация хаотически распределенных в объеме облучаемого материала локальных зон радиационного повреждения с конкретным распределением. Этот момент можно считать началом эволюции структуры первичного радиационного повреждения, включающего процессы диффузии и диссоциации.

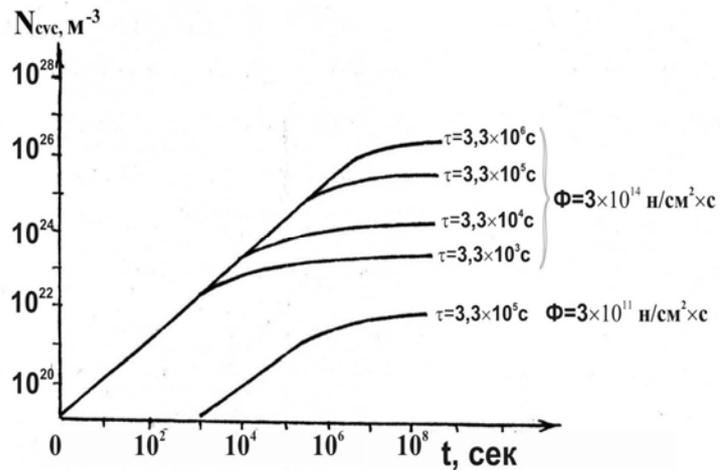
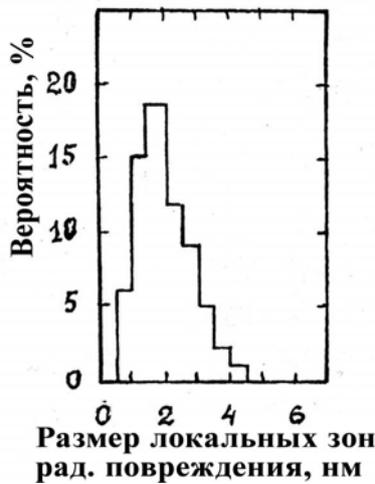


Рис. 3 Расчетное распределение локальных зон радиационного повреждения Hf нейтронами деления. Рис. 4 Зависимость концентрации локальных зон радиационного повреждения от времени облучения.

Паритет между мощностью ненасыщаемых стоков точечных дефектов, сформированных штатной технологией изготовления элементов конструкций активной зоны ядерных реакторов, и мощностью радиационных стоков обогащенных вакансиями локальных зон радиационного повреждения (с конкретной динамически-равновесной концентрацией и фиксированным размерным распределением), будет определять направление эволюции первичного радиационного повреждения в радиационных условиях облучения.

Переход от атомного и временного масштабов развития первичного радиационного повреждения к его длительной эволюции в конкретных радиаци-

онных условиях является критическим моментом и требует других расчетных технологий для математического моделирования [3]. В этом смысле особого внимания заслуживает приближение, названное авторами “Spatially Resolved Stochastic Cluster Dynamics” (SRSCD) [4].

1. В.В.Ганн, В.А.Гурин, Ю.Ф.Конотоп, Б.А.Шиляев, В.А.Ямницкий. Имитация радиационных повреждений конструкционных материалов и изделий ВТГР с помощью ЭВМ. – ВАНТ, сер. Физика высоких энергий и атомного ядра, вып. 3(14), 1980, с.3-10.
2. H.K.Zhang, Z.Yao, C. Judge, M.Griffths, Microstructural evolution of CANDU spacer material Inconel X-750 under *in situ* ion irradiation. – JNM, 443 (2013), 49-58
3. H.Xu, R.E.Stoller, Yu.N.Osetsky, Cascad defect evolution processes: Comparison of atomics methods. –JNM, 443 (2013), 66-70.
4. A.Y.Dunn, L.Capolungo, E.Martinez, M.Cherkaoni, Spatially Resolved Stochastic Cluster Dynamics for radiation damage evolution in nanostructured metals. _ JNM, 443(2013) 128-139.

DEVELOPMENT OF HYDRIDE MATERIALS IN FAST REACTORS

Kenji Konashi¹, Kunihiro Itoh², Tsugio Yokoyama³

¹IMR, Oarai, Ibaraki, Japan

²NDC, Tokai-mura, Ibaraki, Japan

³Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation, Yokohama, Japan

Metal hydrides have high hydrogen atom density, which is equivalent to that of liquid water. Fast neutrons are efficiently moderated by hydrogen in metal hydrides. Applications of metal hydrides as nuclear materials in the Fast Breeder Reactor (FBR) have been studied in this paper. To utilize the materials in operating reactors, it is necessary to check their stability, safety feature at high temperature and irradiation behaviors. In this paper, we describe confinement capability of hydrogen in hydride pins at high temperature. The firing test of hydride pellets has also been done. The results of BOR-60 irradiation tests will be presented in our companion paper.

Two methods of utilizations of metal hydride in FBRs are discussed in this paper. One is the application of Hf-hydride as neutron absorber material for the FBR core. The Hf hydride control rod was designed to replace the boron carbide (B₄C) control rod used currently in the FBRs. Fast neutrons generated in the driver fuel region are moderated and efficiently captured in the Hf-hydride region of a control rod assembly. The Hf hydride control rod is superior to the B₄C control rod in performance of long life use, which leads to reduce the cost of fabrication and disposal.

The other one is the utilization for transmutation target of long-lived nuclear wastes. High level wastes generated after reprocessing spent nuclear fuels include long-lived radioactive nuclides of minor actinides (MA), i.e. ²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am,

^{244}Cm and so on. Zirconium hydride containing MA was considered as a candidate transmutation target to reduce the radioactivity of long-lived nuclides included in re-processed nuclear wastes. The hydride target, which is located at radial blanket region of FBR core, is able to enhance the transmutation rate. Fast neutrons generated in the core region of FBR are moderated in the hydride target assemblies and then produce high flux of thermal and epithermal neutrons. The neutron reaction cross sections in the thermal energy region are larger than that in the fast energy region. A design study of core with MA hydride targets shows an advantage in transmutation of MA compared to core with a driver fuel containing MA.

Present study includes the result of “Study on Realization of Innovative Fast Reactor Utilizing Hydride Neutron Absorber” entrusted to “Tohoku University” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

ИССЛЕДОВАНИЕ КАЧЕСТВА ОБРАЗЦОВ ТРЕХСЛОЙНЫХ ТРУБ ИЗ ВАНАДИЕВОГО СПЛАВА И КОРРОЗИОННО-СТОЙКОЙ СТАЛИ

С.А. Никулин, А.Б. Рожнов, Т.А. Нечайкина,
С.О. Рогачев, В.М. Хаткевич

ФГАОУ ВПО «НИТУ “МИСиС”», г. Москва, Россия

Одним из наиболее перспективных материалов оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах для работы в условиях замкнутого ядерного топливного цикла являются сплавы на основе ванадия, защищенные ферритной коррозионно-стойкой сталью, обладающие высокой радиационной и коррозионной стойкостью и значительно более высокой длительной прочностью при температурах выше 700 °С, по сравнению с ферритными и аустенитными сталями.

Возможность получения трехслойного материала («сталь - ванадиевый сплав - сталь») для оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах нового поколения показана в работах [1]. Важной характеристикой качества такого материала является получение равномерного бездефектного переходного слоя в зоне контакта «ванадиевый сплав - сталь».

На основе измерения геометрии слоев, химического состава, структуры и микротвердости материала в зоне соединения «ванадиевый сплав-сталь» разработана методика оценки качества образцов трехслойных труб диаметром 8,0 мм и толщиной стенки 0,6 мм на различных технологических этапах их изготовления.

Проведено исследование структуры и химического состава в зоне соединения «сплав V-4%Ti-4%Cr (ВнТХ) – сталь» трехслойных труб. Исследование перераспределения химических элементов проводили вблизи границы раздела слоев по набору точек (спектров) вдоль одной линии длиной 200 мкм по толщине стенки трубы, методом микрорентгеноспектрального анализа.

Результатами химического анализа подтверждена взаимная диффузия легирующих элементов между сплавом ВнТХ и сталью. При этом на расстоянии 10 мкм от границы раздела «сталь-ВнТХ» концентрация железа в сплаве ВнТХ достигает 0,4 %, а концентрация ванадия в стали – 1,0 %.

Отжиг при температурах 850-1000 °С позволяет увеличивать толщину переходного слоя с 50 до 190 мкм и обеспечивает более равномерное распределение микротвердости по толщине стенки трубы (170-190 НV).

Критерием качества соединения трехслойных заготовок и образцов труб конечного размера явилось отсутствие пор, расслоений и других дефектов на границе слоев. Показано, что в результате горячей и холодной совместной деформации в трубах формируется равномерный переходный слой, представляющий собой твердый раствор с монотонно изменяющимся химическим составом.

Список литературы

[1] С.Н. Вотинов, В.П. Колотушкин, С.А. Никулин, В.Ю. Турилина. Создание радиационно-стойких сплавов на основе ванадия для оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах // МиТОМ.–2009.–№5.–С. 40–47

Работа выполнена в рамках государственных контрактов № Н.4f.45.90.11.1121 (Росатом) и № 16.516.11.6076 (Минобр)

СОЗДАНИЕ РАДИАЦИОННО СТОЙКОЙ СТРУКТУРЫ В ИЗДЕЛИЯХ РЕАКТОРНОГО НАЗНАЧЕНИЯ ИЗ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

В.Н. Воеводин, В.М. Грицина, В.С. Красноруцкий, Т.П. Черняева

ННЦ «ХФТИ НАН Украины», г. Харьков, Украина

Применение термообработки, включающей фазовые $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращения, в последние годы привлекает всё большее внимание специалистов, работающих в области конструирования циркониевых сплавов для атомной энергетики, в том числе и сплавов с высокой размерной стабильностью под облучением. В настоящем докладе приведены результаты исследования эволюции структуры и текстуры канальных труб и прутков из сплава Zr-2.5%Nb при $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращении и последующем отжиге в α -фазе. Согласно результатам проведенных исследований основными факторами, определяющими текстуру, формирующуюся при $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращении, являются исходная текстура, напряжения, действующие во время фазовых превращений, и скорости нагрева и охлаждения.

Установлено, что преобразования текстуры при $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращении происходят только в трубах и прутках Zr-2.5%Nb с определенной исходной текстурой – текстура при $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращении значительно изменяется в трубах и прутках с высокой плотностью полюсов $\{10\bar{1}0\}$ в продольном направлении и не

происходит изменений текстуры в трубах и прутках с высокой плотностью полюсов (0002) в указанном направлении.

Значительное влияние на преобразование текстуры и структуры оказывает скорость нагрева. Определена критическая скорость нагрева, обеспечивающая формирование в закаленном сплаве Zr-2.5%Nb квазиизотропного состояния и мелкозернистой структуры с размером зерна бывшей β -фазы ~ 1 мкм и высокодисперсным пластинчатым внутренним строением ($V_{\text{heating}} \geq 100$ °C/c). Этот результат был положен в основу предлагаемого метода СВЧ-термообработки. Увеличение скорости охлаждения из β -фазы от 0,1 до 1000 °C/c оказывает сильное влияние на дисперсность структуры и незначительное на текстуру.

На преобразование текстуры влияют напряжения, действующие при $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ превращении. В прутках из сплава Zr-2.5%Nb с высокой плотностью $\{10\bar{1}0\}$ в продольном направлении при цикле $\alpha \rightarrow \beta \rightarrow \alpha$ -превращения со скоростью нагрева 20 °C/c квазиизотропная текстура формируется только при растягивающем напряжении $\geq 2,5$ МПа. По совокупности результатов определены оптимальные условия последующего отжига СВЧ-термообработанных изделий, обеспечивающие высокую концентрацию выделений β_{Nb} ($\sim 10^{16}$ см⁻³) - температура отжига 540-560 °C, его длительность 50-100 ч. Такой отжиг не приводит к изменению формы и размера зерен, исчезновению двойников превращения, заметному уменьшению плотности дислокаций, созданных β -закалкой.

Показано, что отжиг СВЧ-закаленного сплава при температуре 560 °C в течение 75-100 ч обеспечивает высокое сопротивление коррозии в течение 5000 ч и более в условиях эксплуатации реактора РБМК-1500, превосходящее таковое на канальных трубах после штатной обработки. СВЧ-термообработка, повышая предел текучести в продольном направлении на 220 ± 20 МПа и несколько меньше в поперечном при всех температурах испытаний, устраняет анизотропию механических свойств металла трубы, обеспечивая достаточно высокую его пластичность ($\delta_0 \approx 18-22$ %). Из результатов совместных исследований с ВНИИНМ следует, что СВЧ-термообработанные трубы из сплава Zr-2.5%Nb обладают по сравнению с холоднодеформированными и отожженными трубами из этого же сплава в 2-3 раза более высоким сопротивлением росту трещин ориентации TL, и в 1,2-1,3 раза более высоким сопротивлением росту трещин ориентации TR. Следует отметить, что трещиностойкость СВЧ-термообработанных труб из сплава Zr-2.5%Nb в ~ 10 раз выше, чем труб канадского производства (х/д + отжиг с частичным снятием напряжений).

Испытания с облучением в реакторе БОР-60 при 350 °C вплоть до флюенса быстрых нейтронов $\sim 7.3 \times 10^{26}$ н/м² показали, что деформация радиационного роста СВЧ-термообработанных труб из сплава Zr-2,5%Nb практически отсутствует; при этом их диаметрально-деформация ползучести в 5-8 раз меньше, чем диаметрально-деформация ползучести труб в исходном состоянии.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕРМОДИНАМИКИ К МОДЕЛИРОВАНИЮ ПРОЦЕССА КОРРОЗИИ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ В УСЛОВИЯХ LWR

В.Г. Крицкий, И.Г. Березина, Е.А. Моткова

ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»», г. Санкт-Петербург, Россия

Теоретически предсказать изменение коэффициентов в уравнениях формальной кинетики в зависимости от термодинамических свойств реагентов можно, используя аппарат неравновесной термодинамики, а именно вычисляя изменение химического сродства реакции по Де Донде и используя методику Хаазе. Сущность такого подхода, использованного нами и показавшего его применимость к химическим процессам, протекающим с малыми скоростями, следующая.

Если уравнение химической реакции образования конденсированной фазы B_r записать в общем виде, обозначив через ν_r стехиометрические коэффициенты:

$$\sum \nu_r B_r = 0, \quad (1)$$

то химическое сродство A численно равно изменению со знаком «минус» ΔG потенциала Гиббса во время реакции при реальных условиях:

$$A = -\Delta G = -\sum[\nu_r \cdot \Delta G_r] = -\sum[\nu_r \cdot (\Delta G_r^o + RT \cdot \ln a_r)], \quad (2)$$

где ΔG_r^o – стандартные значения потенциалов Гиббса, a_r – термодинамические активности компонентов.

Согласно Хаазе, химическое сродство позволяет не только оценить термодинамическую возможность направления реакций и образования новой фазы, но и сделать выводы об ожидаемой скорости химического процесса.

На основе расчета энтропии смешивания для разных сплавов нами разработан метод моделирования кинетики коррозии циркониевых сплавов в водных теплоносителях АЭС. Скорость необратимого процесса коррозии рассчитывается на основе расчета изменения термодинамического потенциала химической реакции взаимодействия металла со средой.

На основе сравнения результатов испытаний оболочек твэлов из промышленных и экспериментальных циркониевых сплавов в автоклавных и реакторных условиях, выполненных разными авторами, с расчетными данными авторов статьи проведена верификация разработанной версии модели и расчетный код Corrosion-5. Показано, что модель и расчетный код адекватно описывают коррозию сплавов в теплоносителях действующих и проектируемых АЭС.

Разработанный расчетный код может быть использован для проведения:

- оценки достоверности экспериментальных данных по коррозии циркониевых сплавов в автоклавных и реакторных испытаниях;
- прогнозирования коррозии разных сплавов в реакторных условиях;
- оптимизации составов сплавов, используемых в реакторах различного типа при разных ВХР, в первую очередь для выбора сплава для новых мощных водо-водяных реакторов с подкипанием теплоносителя.

THERMODYNAMICS APPLICATION TO MODELING ZIRCONIUM ALLOYS CORROSION PROCESSES IN LWR CONDITIONS

V.G. Kritsky, I.G. Berezina, E.A. Motkova

JSC «Leading institute “VNIPIET”», Saint-Petersburg, Russia

In theory, changing the factors in the formal kinetics equation depending on reagent thermochemical properties may be predicted using nonequilibrium thermodynamics apparatus, that is evaluating the de Donder reaction chemical affinity changes and using the de Haas technique. The essence of the approach used by us and demonstrated its applicability to low-rate chemical processes is as following.

If we generalize the chemical equation of B_r concentrated phase formation denoting the stoichiometric coefficients as ν_r :

$$\sum \nu_r B_r = 0, \quad (1)$$

then chemical affinity A is numerically equal to the negative change of Gibbs potential ΔG during the reaction in actual conditions:

$$A = -\Delta G = -\sum[\nu_r \cdot \Delta G_r] = -\sum[\nu_r \cdot (\Delta G_r^o + RT \cdot \ln a_r)], \quad (2)$$

where ΔG_r^o is standard values of Gibbs potentials, a_r is component thermodynamic activities.

According to de Haas, the chemical affinity allows not only to assess the thermodynamical probability of the reaction pathway and the new phase formation but also to make conclusions on the expected rate of chemical processes.

We developed a technique to model zirconium alloys corrosion kinetics in NPP water coolants based on calculating the entropy of mixing for various alloys. The rate of irreversible corrosion process is estimated based on calculating the thermodynamic potential changes for the chemical reaction of metal/medium interaction.

The verification of the model version developed and Corrosion-5 code was made by comparing the outcomes of testing the fuel claddings made of commercial and experimental zirconium alloys in autoclave and reactor conditions carried out by various authors using the calculated values of the authors of the article. It is demonstrated that the model and the code adequately describe alloy corrosion in coolants of operated NPPs and NPPs being designed.

The code developed may be used for the following purposes:

- assessing the reliability of experimental data on Zr-alloy corrosion during the autoclave and in-reactor testing;
- forecasting the in-reactor corrosion of various alloys;
- improving the composition of alloys used in reactors of various types in conditions of various water chemistry, and primarily to select the alloy for new high-capacity boiling water-moderated water-cooled reactors.

ИЗМЕНЕНИЕ ТЕКСТУРЫ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ ИЗ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Ю.А. Перлович¹, М.Г. Исаенкова¹, В.А. Фесенко¹,
Ю.Д. Гончаренко², Г.П. Кобылянский², М.М. Перегуд³

¹ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия

²ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

³ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

Наличие в материале кристаллографической текстуры обуславливает анизотропию его свойств, особенно значительную у металлов и сплавов с кристаллической решеткой ГПУ, которая уже сама по себе характеризуется сильной анизотропией. К числу таких металлов относится и цирконий, сплавы на основе которого при комнатной температуре состоят в основном из α -фазы с ГПУ решеткой. Текстура изделий из циркониевых сплавов контролирует их радиационный рост, чем и определяется практическая важность постановки работы по изучению текстурных изменений в оболочечных трубах под воздействием нейтронного облучения.

Однако, количественные текстурные характеристики облученных оболочечных труб до настоящего времени не определялись. Для необлученных труб и других изделий из циркониевых сплавов текстурные параметры определяют на Чепецком Механическом Заводе эпизодически, и они не входят в технические условия их производства. В то же время широко известно, что под действием облучения (особенно до больших доз) размеры изделий из циркониевых сплавов изменяются вследствие процессов радиационного роста (в отсутствие механической нагрузки) и радиационной ползучести (при наличии механической нагрузки). Эти размерные изменения сильно зависят от типа сплава (например, Э110 и Э635) и его структуры, важнейшей характеристикой которой является кристаллографическая текстура, т.е. ориентация зерен относительно выбранных внешних направлений. Размерные изменения изделий чрезвычайно чувствительны к текстуре. В составе конструкций современных ТВС ВВЭР-1000 (ТВСА, ТВС-2, УТВС и пр.) в качестве материалов их компонентов (оболочек твэлов, направляющих каналов, центральной трубы, уголков жесткого каркаса и дистанционирующих решеток) используются сплавы разного состава, а текстурные параметры этих компонентов различаются вследствие различия деформационных схем производства.

В результате эксплуатации в реакторе ТВС характеризуется сложным напряженно-деформированным состоянием (НДС), которое влияет не только на ресурс этой ТВС, но и на состояние других ТВС активной зоны в целом. Расчет НДС новых конструкций ТВС весьма сложен и часто его результат не совпадает с данными, полученными при послереакторных исследованиях. В частности, это относится к обнаруженной депланации дистанционирующих решеток в ТВС, к наличию эффекта повышенного удлинения угловых и близлежащих

к ним твэлов, по сравнению с остальными твэлами в ТВС и т.д. Очевидно, что одним из факторов, влияющих на НДС ТВС, и не учитываемых в расчетах, является текстура компонентов этих ТВС. В случаях обнаружения при послереакторных исследованиях размерных эффектов, не прогнозируемых расчетами, следует определять текстуру на облученных фрагментах компонентов ТВС. Это позволит использовать текстурный фактор, объективно влияющий на степень радиационного формоизменения изделий, для объяснения наблюдаемых эффектов и учета его в расчетных прогнозах.

В настоящее время назрела необходимость экспериментальной проверки гипотезы влияния облучения на изменение текстуры циркониевых материалов. Изучение влияния облучения на текстуру поликристаллических материалов до настоящего времени не проводилось. Это связано: с методическими трудностями обращения с высокоактивными образцами; с отсутствием специальных текстурных гониометрических приставок на рентгеновских дифрактометрах, используемых для съемки облученных образцов, с распространенным среди специалистов по радиационному материаловедению мнением, согласно которому текстура изделий из циркониевых сплавов при облучении не изменяется, с традиционной разобщенностью научных дисциплин, изучающих воздействие облучения на материалы и процессы пластической деформации.

В многочисленных работах, связанных с исследованием радиационной повреждаемости сплавов циркония, показано, что при высокодозном облучении происходят существенные структурные изменения. В частности, установлено формирование специфической дислокационной структуры в виде дислокационных петель и линейных дислокаций, тип и морфология которых зависят как от стартового структурного состояния сплава, так и от параметров облучения. Такое изменение внутризеренной структуры, вызываемое нейтронным облучением, должно влиять на ориентацию кристаллической решетки зерен, то есть, должно быть сопряжено с изменением текстурных особенностей материала.

При исследованиях ТВС ВВЭР после эксплуатации наблюдаются существенные различия длины (разновысотность) и диаметра твэлов даже в одной и той же ТВС, а также различия в изменении длины элементов каркаса ТВСА из сплава Э635 (уголков и ЦНК) и связанная с ними депланация ЦДР.

Характер текстуры определяет и характер анизотропии ползучести изделий и специфику их радиационного роста. Изменение текстуры приводит к изменениям абсолютных значений и соотношений деформаций по разным осям. В твэлах это проявляется, прежде всего, в их разновысотности, а также в том, что зазор между топливом и оболочкой исчезает при разных выгораниях. Различные элементы каркаса ТВС, имеющие разную текстуру после эксплуатации могут иметь различные изменения их линейных размеров.

Целью данной работы являлось установление закономерностей изменения кристаллографической текстуры и структурного состояния материала оболочечных труб и других компонентов ТВС под воздействием нейтронного облучения в случае радиационного роста и радиационной ползучести.

Для выполнения экспериментальной части работы в горячей лаборатории НИИАР был смонтирован автоматизированный дифрактометрический текстурный комплекс, предназначенный для рентгеновской съемки и построения

прямых текстурных полюсных фигур (ПФ). Для этого используется разработанная в НМЯУ МИФИ текстурная приставка к гониометру, позволяющая получать ПФ с угловым радиусом до 80° . Кроме того, на том же устройстве реализована запись профиля рентгеновских линий, характеризующих структурное состояние зерен с разными кристаллографическими ориентациями. Инсталлированные компьютерные программы позволяют на основе измеренных ПФ(0001) вычислять интегральные текстурные параметры Кернса, с помощью которых проводится количественная оценка текстуры изделий [1]. По профилю рентгеновских линий вычисляются их истинные полуширины, а также величины искаженности кристаллической решетки и размеры блоков когерентного рассеяния [2]. Компьютерная обработка рентгеновских линий, записанных для зерен с разными ориентациями, позволила реализовать метод обобщенных полюсных фигур, применяемый для оценки субструктурной неоднородности текстурованных материалов [3].

Для снижения уровня наведенной активности облученных образцов из циркониевых сплавов была разработана методика рентгеновской съемки образцов уменьшенного размера (3x3 мм). Остаточную активность исследуемых образцов определяли, измеряя на дифрактометре их энергетический спектр.

Представлены результаты рентгеновского изучения ряда оболочечных труб из циркониевых сплавов, проработавших по несколько лет в реакторе, продемонстрирована неоднородность воздействия нейтронного облучения на материал трубы в зависимости от положения рассматриваемого участка относительно нижней части трубы. На основе полученных при этом данных выбрана оптимальная позиция исследуемого участка по длине трубы. На примере оболочечной трубы из сплава Э635, проработавшей в реакторе 6 лет, установлено, что нейтронное излучение при использованных дозах в большей мере способствует совершенствованию кристаллической решетки α -Zr, чем типовая рекристаллизационная термообработка $580^\circ\text{C} - 3$ ч. По результатам рентгеновской дифрактометрической съемки прямых текстурных полюсных фигур и профилей рентгеновских линий по методу обобщенных полюсных фигур были определены текстурные и субструктурные характеристики образцов, отвечающих разным участкам оболочечной трубы. Показано, что с увеличением остаточной активности материала образца интегральные текстурные параметры Кернса закономерно меняются на величины, существенно превышающие точность их определения, из чего следует, что исходное предположение относительно влияния нейтронного облучения на текстуру оболочечных труб отвечало реальности. Анализ поведения параметров субструктуры труб показал, что воздействие нейтронного облучения на субструктуру зерна усиливается с повышением степени ее дефектности. Сопоставление воздействия нейтронного облучения на оболочечные трубы из сплавов Э635 и Э110 свидетельствует, что в последнем случае эти эффекты значительно сильнее.

Для того чтобы разделить текстурные и структурные изменения в оболочечных трубах, обусловленные изменением формы трубы под влиянием давления теплоносителя и радиационного набухания топливных таблеток, а также обусловленные приложенными напряжениями, термической ползучестью и собственно нейтронным облучением, были исследованы образцы, претерпевшие

каждое из указанных воздействий. Сопоставлены тенденции в изменении исходной текстуры под воздействием каждого из факторов. Выполнена большая экспериментальная работа по изучению термической ползучести оболочечных труб, включая трубы, подвергнутые статическому и динамическому видам нагружения.

Если текстура штатных труб характеризуется следующими интегральными параметрами: $f_R = 0,55-0,57$, $f_T = 0,31-0,39$, $f_L = 0,06-0,10$, то в исследованных облученных трубах из сплава Э635 $f_R = 0,58-0,67$, $f_T = 0,27-0,31$, $f_L = 0,08-0,12$, из чего заключаем, что нейтронное воздействие приводит, как и предполагалось, к значимому изменению кристаллографической текстуры, что в свою очередь обуславливает изменение анизотропии свойств.

Использованная литература:

- [1] Исаенкова М.Г., Перлович Ю.А., Фесенко В.А. Современные методы экспериментального построения текстурных прямых полных полюсных фигур по рентгеновским данным / Заводская лаборатория. Диагностика материалов. – 2013, том. 79, № 7, часть 1. – с. 25-32.
- [2] Рентгенография металлов / А.А. Русаков – М.: Атомиздат, 1977. – 480 с.
- [3] Perlovich Yu., Bunge H.J., Isaenkova M. Inhomogeneous distribution of residual deformation effects in textured BCC metals / Textures and Microstructures. – 1997, 29. – pp. 241-266.

TEXTURE CHANGES IN SHELL TUBES FROM Zr ALLOYS UNDER INFLUENCE OF NEUTRON IRRADIATION

Yu. Perlovich¹, M. Isaenkova¹, V. Fesenko¹,
Yu. Goncharenko², G. Kobylanskiy², M. Peregud³

¹National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia

²JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

³JSC “VNIINM”, Moscow, Russia

Presence in material of a crystallographic texture conditions an anisotropy of its properties, especially significant for metals and alloys with HCP crystalline lattice, which already in itself is characterized by the strong anisotropy. Among such metals is Zirconium, whose alloys at the room temperature contain mainly the α -phase with HCP lattice. The texture of products from Zr-alloys controls their irradiation growth, and this circumstance determines the practical importance of the work, dealing with texture changes in shell tubes under neutron irradiation.

However, quantitative texture characteristics of irradiated shell tubes up to now were not determined. For non-irradiated tubes and other products from Zr-alloys texture parameters are determined at Chepetckiy Mechanical Plant episodically and they are not included in technical conditions of their manufacture. At the same time it is widely known, that under irradiation (especially, up to high doses) sizes of products

from Zr-alloys change due to processes of radiation growth (in the absence of mechanical loading) and radiation creep (at the presence of mechanical loading). These dimensional changes strongly depend on the type of alloy (for example, E110 and E635) and its structure, for which among most important characteristics is a crystallographic texture, i.e. grain orientation relative to some fixed external directions. Dimensional changes of products are very sensitive to their texture. In the construction of contemporary fuel assemblies for reactor VVER-1000 alloys of different composition are used, as materials of its components (shell tubes, directing channels, central tube, corners of rigid frames and distancing lattices). At that, texture parameters of these components differ in consequence of different deformation schemes of their manufacture.

As a result of exploitation in reactor the fuel assembly is characterized by the complicated stress-strain condition (SSC), which influences not only the resource of this assembly, but also conditions of other fuel assemblies of the active zone on the whole. Calculation of SSC for new constructions of fuel assemblies is rather complicated and often its results does not coincide with data, obtained by post-reactor investigations. In particular, this relates to revealed warping of distancing lattices in fuel assembly, to presence of the increased extension effect for corner and neighboring fuel rods as compared with other rods in fuel assembly and so on. It is evident, that among factors, which have an effect on SSC of fuel assembly and are not taken into account by calculations, there is the texture of fuel assembly components. When post-reactor studies reveal dimensional effects, which were not forecasted by calculations, the texture of irradiated components of fuel assembly ought to be determined. This will allow to use the texture factor, influencing shape changes of product under irradiation, and to explain observed effects as well as to take them into account in computational predictions.

Presently the necessity is imminent for experimental verification of the hypothesis concerning influence of irradiation on texture changes of Zr-alloys. Up to now an effect of irradiation on the texture of polycrystalline materials remains unstudied. This is connected with methodical difficulties of dealing with high-activity samples, with absence of special texture goniometric sets at X-ray diffractometers, usable for measurement of irradiated samples, with opinion, widespread among specialists in radiation material science, that the texture of products from Zr alloys do not change under irradiation, with traditional disconnection of scientific fields, studying influence of irradiation on materials and processes of plastic deformation.

It was shown in numerous works, connected with investigation of radiation damaging as applied to Zr alloys, that essential structure changes take place by overdose irradiation. In particular, it was revealed development of specific structures in the form of dislocation loops and linear dislocations, whose type and morphology depend both on the initial structure condition of alloy and on irradiation parameters. Such change of intragranular structure, caused by neutron irradiation must govern the orientation of grain crystalline lattice, i.e. must be connected with changes of material texture features.

By studies of fuel assemblies for WWPR after exploitation there were observed essential differences in length (multi-height) and diameter of fuel rods even in the same fuel assembly, as well as differences in length changes of elements for fuel

assembly skeleton from alloy E635 (corners and central directing channel) and warping of distancing lattices. Described effects introduce uncertainty in estimation of resource characteristics of fuel assemblies and finally reduce these characteristics.

Character of texture determines features of creep anisotropy and radiation growth specificity of products. Texture changes lead to variation of absolute values and deformation ratios along different axes. In fuel rods this becomes apparent, first of all, in their multi-height, as well as in the effect, when a clearance between fuel tablet and wall of shell tube disappear by different burns-up. Different elements of fuel assembly skeleton, having different textures after exploitation, can change their linear sizes in different manner.

The given work was aimed to ascertainment of regularities, controlling changes of crystallographic texture and structure condition, as applied to materials of shell tubes and other components of fuel assembly, under influence of neutron irradiation in the case of radiation growth and radiation creep.

For carrying of experimental part of this work the automated diffractometric texture complex for X-ray measurement and construction of direct pole figures (PF) was assembled in "hot" laboratory of NIIAR. The texture arrangement to goniometer, developed in NRNU MEPhI and allowing to obtain PF with angular radius up to 80° , was used for this purpose. Besides, at the same texture arrangement registration of X-ray line profiles, characterizing structure conditions of grains with different crystallographic orientations, was realized. Installed computer programs allows on the basis of measured PF(0001) to calculate integral texture Kearns parameters, used for quantitative estimation of texture, which is formed in products from Zr-based alloys [1]. By profiles of X-ray lines their true half-widths are calculated as well as values of crystalline lattice distortion and coherent domain sizes [2]. Computer treatment of X-ray lines, registered for grains with different orientations, allowed to realize the method of generalized pole figures, used for estimation of substructure inhomogeneity of textured materials [3].

In order to reduce the induced activity level of irradiated samples from Zr alloys, the X-ray method of texture measurements was elaborated as applied to samples of reduced size (3x3 mm). Residual activity of studied samples was determined by diffractometric measurement of their power spectra.

Results of X-ray study for a number of shell tubes from Zr-based alloys, spent during several years in a reactor, are presented. Inhomogeneity of neutron irradiation influence on tube material depending on the location of considered region relative to the bottom part of tube is demonstrated. On the basis of obtained data the optimal position of studied region by length of tube was chosen. By example of shell tube from E635 alloy, operated in reactor during 6 years, it was ascertained, that neutron irradiation by used doses promotes perfection of α -Zr crystalline lattice more, than typical recrystallization heat treatment $580^\circ\text{C} - 3$ h. By results of X-ray diffractometric measurements of texture pole figures and X-ray lines profiles, obtained using the method of generalized pole figures, texture and substructure characteristics of samples from different regions of irradiated shell tube were determined. It was shown, that as the residual activity of sample increases, integral texture Kearns parameters systematically change by values, essentially exceeding inaccuracy of their determination. Hence, the initial supposition concerning influence of neutron irradiation on the texture

of shell tubes responded to reality. Behavior of tube substructure parameters testifies, that the effect of neutron irradiation on grain substructure becomes stronger with increase of its distortion, i.e. on the content of defects in grain lattice. When comparing effects of neutron irradiation on shell tubes from E635 and E110 alloys, it is evident, that in the last case this effect is significantly stronger.

In order to separate texture and structure changes in shell tubes, conditioned by changes in tube shape, influenced by pressure of heat carrier and radiation swelling of fuel tablets, as well as conditioned by applied stress, thermal creep and neutron irradiation, samples experienced each of above-indicated influences were investigated. Tendencies in changes of initial texture under influence of each factor were compared. Numerous experiments, dealing with thermal creep of shell tubes, including those, subjected to static and dynamic modes of loading, were carried out.

While the texture of regular tubes is characterized by following values of integral parameters: $f_R = 0,55-0,57$, $f_T = 0,31-0,39$, $f_L = 0,06-0,10$, for studied irradiated tubes from E635 alloy these parameters there are $f_R = 0,58-0,67$, $f_T = 0,27-0,31$, $f_L = 0,08-0,12$. Thus, we can conclude, that neutron irradiation leads, as it was supposed before, to significant texture changes. This fact, in its turn, conditions the change of properties anisotropy.

References:

- [1] Isaenkova M. G., Perlovich Yu. A., Fesenko V. A. Current Methods of Experimental Construction of Textured Complete Direct Pole Figures from X-Ray Data / Industrial Laboratory. Diagnostics of materials. – 2013, vol. 79, № 7-1. – pp. 25-32.
- [2] X-ray analysis of metals / A.A. Rusakov – Atomizdat, Moscow, 1977. – 480 p.
- [3] Perlovich Yu. , Bunge H.J., Isaenkova M. Inhomogeneous distribution of residual deformation effects in textured BCC metals / Textures and Microstructures. – 1997, 29. – pp. 241-266.

СОВРЕМЕННЫЕ МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ МАТЕРИАЛОВ И ТОПЛИВА В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ ОАО «ГНЦ НИИАР»

А.Л. Петелин, В.В. Калыгин, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов,
С.А. Ильенко, С.Г. Ерёмин, В.А. Старков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В ОАО «ГНЦ НИИАР» для проведения испытаний материалов и топлива используются исследовательские реакторы СМ-3, МИР.М1, БОР-60, РБТ-6. По конструктивным особенностям и назначению все реакторы относятся к классу испытательных и используются для проведения прикладных исследований по ядерной энергетике, производства радиоизотопной продукции.

Высокопоточный реактор СМ эксплуатируется с 1961 года, в реакторе имеется более 80 ячеек для облучения материалов и в 20 из них могут проводиться инструментированные испытания материалов в широком диапазоне повреждающих доз от 1 до 20 сна/год. В последние годы разработаны усовершенствованные методики для высокотемпературных испытаний, как конструкционных, так и топливных материалов.

Реактор БОР-60 – экспериментальный быстрый реактор с натриевым теплоносителем, эксплуатируется с 1969 года, является единственной действующей сегодня в мире исследовательской установкой на быстрых нейтронах. В настоящее время более 20 ячеек используется для испытаний конструкционных материалов, макетов ТВЭЛов и поглощающих элементов для перспективных быстрых реакторов. Высокая плотность потока быстрых нейтронов позволяет получать повреждающую дозу до 20 сна/год.

Реактор МИР эксплуатируется с 1967 года и является специализированным реактором для проведения испытания макетов топливных элементов в экспериментальных петлях с различными видами теплоносителя. В реакторе проводятся испытания новых типов топлива в стационарных и переходных режимах, а также в условиях моделирующих различные проектные аварии. При этом для исследования поведения топлива в процессе облучения топливные элементы оснащаются различными внутриреакторными датчиками.

Для внутриреакторных исследований механических свойств новых типов конструкционных, топливных исследования используется реактор РБТ-6. В последние годы созданы методики исследования ползучести топлива, длительной прочности, релаксации напряжения различных конструкционных материалов.

В настоящем докладе приведены основные характеристики и конструктивные особенности методик, используемых на указанных реакторах для испытаний материалов ядерной техники.

MODERN METHODS TO TEST MATERIALS AND FUEL IN RESEARCH REACTORS OF JSC “SSC RIAR”

A.L. Petelin, V.V. Kalygin, E.A. Zvir, A.L. Izhutov,
S.A. Iliencko, S.G. Eremin, V.A. Starkov

JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

JSC “SSC RIAR” uses the SM-3, MIR.M1, BOR-60, RBT-6 research reactors to test materials and fuel. By their design and purpose, all the RIAR reactors refer to test reactors and are used for applied research in the field of nuclear power engineering and production of radioisotopes.

The SM high-flux reactor has been operated since 1961. In the reactor there are more than eighty cells to irradiate materials. Twenty of them can be used for instrumented tests of materials within a wide range of damage doses from 1 to 20 dpa/year. Over the last years, advanced techniques for high-temperature tests of structural and fuel materials have been developed.

The BOR-60 reactor is an experimental fast sodium-cooled reactor. It has been operated since 1969 and is the only fast neutron research facility operating in the world. Nowadays, more than 20 cells are used to test structural materials, dummies of fuel rods and absorbing elements for advanced fast reactors. High fast neutron flux density allows the achievement of a damage dose up to 20 dpa/year.

The MIR reactor has been operated since 1967. It is a special-purpose reactor to test dummies of fuel rods in the experimental loops with different coolants. The reactor is used to test new types of fuel under steady-state and transient conditions, as well as under the conditions simulating various design-basis accidents. To investigate fuel behavior under irradiation, fuel rods are equipped with various in-pile gages.

The RBT-6 reactor is used for in-pile investigations of mechanical properties of new types of structural materials and fuel. Over the last years, techniques to investigate fuel creep, long-term strength, stress relaxation of different structural materials have been developed.

The present paper describes the key characteristics and design features of the techniques used at the RIAR reactors to test nuclear engineering materials.

РЕАКТОР БОР-60 – БАЗА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ В ОБОСНОВАНИЕ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.Л. Ижутов, Ю.М. Крашенинников

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Опытный реактор на быстрых нейтронах БОР-60 был введен в эксплуатацию в 1969 году и продолжает работать до настоящего времени. Первоначально он был предназначен для обоснования параметров и экспериментальной проверки работоспособности узлов БН реакторов. За многие годы эксплуатации реактор показал высокую надежность и безопасность.

Реактор БОР-60 – это уникальная экспериментальная установка, обладающая “жестким” спектром и высокой плотностью потока нейтронов. Основные характеристики реактора БОР-60 представлены в таблице.

Таблица – Основные характеристики реактора БОР-60

Характеристика	Величина
Мощность реактора тепловая / электрическая, МВт	до 60 / 12
Коэффициент использования реактора, отн.ед.	0.64÷0.73
Продолжительность МК, сут.	до 90
Продолжительность перегрузок, сут.	7÷45
Расход натрия через реактор, м ³ /ч	до 1100
Скорость натрия в активной зоне, м/с	до 8
Температура теплоносителя (натрий), °С: на входе в реактор /на выходе из реактора	310÷340 / до 530
Штатное топливо	UO ₂ или UO ₂ -PuO ₂
Обогащение по ²³⁵ U, %	45÷90
Максимальное содержание Pu в штатном топливе, %	до 30
Максимальное объемное энерговыделение, кВт/л	1100
Максимальная плотность нейтронного потока, см ⁻² ·с ⁻¹ : E>0.0 МэВ / E>0.1 МэВ	3,6·10 ¹⁵ / 3,0·10 ¹⁵
Средняя энергия нейтронов, кэВ: активная зона / боковой экран	150÷450 / 1÷100
Флюенс нейтронов с E>0.1 МэВ, см ⁻² /год	5·10 ²²
Скорость накопления повреждающей дозы, с.н.а./год	до 25
Скорость выгорания штатного топлива, %/год	до 6
Коэффициенты неравномерности энерговыделения: осевой / радиальный	1,07÷1,15 / 1,15÷1,20

Фактически, реактор БОР-60 – единственный исследовательский реактор на быстрых нейтронах (РБН) в мире, который стабильно работает, обладает полной научной и экспериментальной базой и, кроме того, доступен как для отечественных, так и для международных исследовательских программ. В на-

стоящее время БОР-60 является одним из ведущих в мире исследовательских реакторов (ИР) по массовому испытанию топливных, поглощающих и конструкционных материалов для перспективных РБН, водо-водяных, газо-охлаждаемых, термоядерных реакторов и обоснованию продления ресурса действующих реакторов (ВВЭР, БН и РБМК). В последние годы спрос на проведение экспериментальных исследований (ЭИ) в реакторе БОР-60 огромен и превышает его возможности. Реактор БОР-60 в сочетании с оснащёнными материаловедческими лабораториями и опытным производством по изготовлению и переработке топлива имеет уникальные возможности для проведения комплексных ЭИ по различным направлениям. Выработка тепло- и электроэнергии, а также наработка радионуклидов позволяют снизить стоимость проводимых на реакторе ЭИ.

Благодаря заложенной в проекте возможности в широких пределах изменять размеры активной зоны (а.з.), в реактор БОР-60 может быть загружено большое количество экспериментальных сборок, при этом поток нейтронов в отдельных ячейках реактора может отличаться в 3 раза. В а.з. возможно одновременное размещение до 20 нетопливных сборок, а в боковом экране их число не регламентируется.

Основные направления ЭИ на реакторе БОР-60:

1. Исследования для обоснования безопасности РБН (*подача газа в а.з., кипение натрия, блокировка расхода в ЭТВС с разрушением твэлов, эффективности РО СУЗ различной конструкции, коэффициенты и эффекты реактивности, и др.*);

2. Исследование различных видов топлива, достижения высоких выгораний, утилизация P_u , трансмутация и выжигание актинидов, радиационные характеристики облученных сборок;

3. Испытания твэл и ТВС в стационарных, переходных и аварийных режимах;

4. Испытание различных поглощающих, конструкционных, электроизоляционных, магнитных и тугоплавких материалов;

5. Исследования по радиационному материаловедению (*диапазон температур от 320°С до 1000°С, дозы повреждения до 200 с.н.а.*);

6. Исследования характеристик реактора (*спектры и потоки нейтронов, скорости реакций, спектральные индексы и сечения, радиационное энерговыделение и т.д.*);

7. Нарботка радионуклидов.

Исследования, выполненные на реакторе БОР-60, имеют неоценимое значение для развития ядерной энергетики. Полученные научные результаты позволили повысить безопасность реактора БОР-60, обосновать работоспособность ТВС до рекордных выгораний топлива, парогенераторов и применение различных конструкционных материалов. На основе исследований конструкционных материалов проведена технологическая оптимизация нескольких марок сталей и циркониевых сплавов с целью снижения их радиационного охрупчивания, набухания и радиационного роста. Результаты исследований применены в других РБН (БН-350, БН-600, БН-800, СЕФР), реакторах на тепловых нейтронах (ВВЭР, РБМК).

В последние годы на реакторе БОР-60 активно проводятся и планируются экспериментальные исследования по отечественным инновационным проектам РБН (МБИР, БРЕСТ, СВБР, БН-1200), а также исследования в обоснование зарубежных проектов РБН по контрактам с заказчиками из разных стран (США, Франция, Корея, Бельгия, Италия, Япония, Китай).

BOR-60 REACTOR – A BASE TO TEST MATERIALS IN JUSTIFICATION OF INNOVATIVE DEVELOPMENT OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, A.L. Izhutov, Yu.M. Krasheninikov

JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

Test fast reactor BOR-60 was commissioned in 1969 and is under operation nowadays. Initially, it was designed to justify the parameters and experimentally verify the performance of the BN reactors components. For its long-term operation, the reactor demonstrated a high reliability and safety.

Reactor BOR-60 is a unique facility with a “hard” spectrum and high neutron flux density. The key reactor parameters are given in the Table.

Table – Key BOR-60 parameters

Parameters	Value
Reactor capacity thermal / electrical, MW	Up to 60 / 12
Capacity factor, rel.unit	0.64÷0.73
Micro-run duration, days	Up to 90
Duration of outages, days	7÷45
Na flow rate through reactor, m ³ /h	Up to 1100
Na velocity in the core, m/s	Up to 8
Coolant (Na) temperature, °C: at reactor inlet /at reactor outlet	310÷340 / up to 530
Standard fuel	UO ₂ or UO ₂ -PuO ₂
Enrichment in ²³⁵ U, %	45÷90
Max Pu content in the standard fuel, %	Up to 30
Max volume heat rate, kW/l	1100
Max neutron flux density, cm ⁻² ·s ⁻¹ : E>0.0MeV / E>0.1MeV	3,6·10 ¹⁵ / 3,0·10 ¹⁵
Average neutron energy, keV: core / blanket	150÷450 / 1÷100
Neutron fluence E>0.1 MeV, cm ⁻² /year	5·10 ²²
Damage dose accumulation rate, dpa/year	Up to 25
Standard fuel burnup rate, %/year	Up to 6
Heat rate non-uniformity factors: axial / radial	1,07÷1,15 / 1,15÷1,20

In fact, reactor BOR-60 is the only test fast reactor in the world that operates stably, has both research and experimental base and is accessible for both Russian and foreign research programs. At present, BOR-60 is one of the world's leading research reactors that tests fuel, absorbing and structural materials for promising test fast reactors, water-cooled and gas-cooled reactors and fusion reactors. BOR-60 is also used to justify the life extension of the operating reactors (VVER, BN and RBMK). Recently, the demand for tests in BOR-60 is huge and exceeds its capacities. Reactor BOR-60, together with well-equipped hot laboratories and experimental facilities for fuel fabrication and reprocessing, has unique capacities to perform experimental research in different areas. Heat and electricity production as well as accumulation of radionuclides allows us to decrease the cost of experimental research.

Due to a designed variability of the core dimensions, reactor BOR-60 can be loaded with a large number of experimental assemblies and the neutron flux in the core cells may be three times different. Up to 20 non-fuel assemblies can be inserted into the core; as for the blanket, the number of non-fuel assemblies is unlimited.

Key directions of the experimental research at BOR-60:

1. Research in justification of the test fast reactor safety (*gas ingress to the core, sodium boiling, blockage of flow rate through an experimental FA and fuel pins damage, effectiveness of control rods of different design, reactivity worth and reactivity coefficients, etc.*)

2. Tests of different fuels, achievement of high burnups, Pu utilization, transmutation and burning of actinides and radiation characteristics of irradiated assemblies;

3. Tests of fuel pins and FAs under the stationary, transient and accidental conditions;

4. Tests of absorbing, structural, electro-insulating, magnetic and refractory materials;

5. Tests of materials (*temperature ranges from 320 °C to 1000 °C, damage dose achieves 200dpa*);

6. Tests of reactor parameters (*neutron spectra and flux, reaction rates, spectral indices and sections, heat rate, etc.*);

7. Accumulation of radionuclides.

Experiments performed in reactor BOR-60 are of tremendous importance for the development of nuclear power engineering. The generated results contributed to the enhancement of the BOR-60 safety, justification of the FA performance up to record high burnups, operation of steam generators and application of structural materials. Based on the research in the structural materials application, some steel grades and zirconium alloys were optimized to decrease their embrittlement, swelling and irradiation-induced growth. The research results were used for other test fast reactors (BN-350, BN-600, BN-800, CEFR) and thermal reactors (VER, RBMK).

Recently, BOR-60 has been used to carry out Russian innovative projects in test fast reactors (MBIR, BREST, SVBR, BN-1200) as well as in justification of foreign test fast reactor designs (USA, France, Korea, Belgium, Italy, Japan, China).

IRRADIATION EXPERIMENT ON HYDRIDE NEUTRON ABSORBER IN BOR-60

Kenji Konashi¹, Kunihiro Itoh², Masayuki Ikeda³

¹IMR, Oarai, Ibaraki, Japan

²NDC, Tokai-mura, Ibaraki, Japan

³Marubeni Utility Services, LTD; Tokyo, Japan

It has been widely recognized that it is indispensable to use nuclear resources efficiently for long-term energy supply and for solving the green house problem and that it is also important to develop technologies to reduce nuclear disposal associated with the nuclear energy production for keeping sustainable development of human beings. In this regard, the development of the fast reactor (FR) is preferable to utilize plutonium effectively and also to burn minor actinides which keep very long toxicity for more than thousands years if they are not extinguished.

As one of the innovative fast reactor core concept we proposed to utilize hafnium hydride (HfH_x) as absorber material for FR by the reasons that He gas is not generated in nuclear reaction of HfH_x, and that HfH_x can absorb neutron for more than 40 years owing to the fact that Hf-178 and Hf-179 which are generated by neutron captures of Hf-177 and Hf-178 respectively also have large neutron capture cross sections. On the contrary the conventional absorber material B₄C has fatal defects of He production and of short absorbing life.

Then twelve capsule samples containing HfH_x pellets in the stainless steel claddings were fabricated and irradiation experiments were performed in the fast experimental reactor BOR-60. The capsules were irradiated with varied conditions of the hafnium to metal ratio 1.3 and 1.5, of the cladding irradiation temperature 500 and 600°C and of pellet to cladding gap bonding with helium and sodium. The irradiation was continued to four cycles satisfying the aimed temperature and the cladding dose rate of 15 displacement of atom (dpa).

After the irradiation the capsules were extracted from the core and nondestructive tests (appearance inspection, geometry/ mass /density measurements and X-rays transmission inspection. Through all examinations, any defects, malfunctions and change of shape and density were not observed and the soundness under irradiation for all components was confirmed.

And then the destructive tests (SEM observation, measurement of pellet hardness, pellet X-ray diffraction analysis, pellet hydrogen analysis and TEM on claddings and inner coating of cladding) were carried out for 6 capsules irradiated at high dose level. Although hardening of the pellet was observed such as cracked in two or three pieces during handling after the irradiation, there was not the minute crush of pellet. Then the pellets shapes might be kept through the irradiation. And followings were clarified through the destructive examinations.

- Hydrogen is maintained in the pellets through irradiation at low pellets temperature (below 700°C) At high pellet temperature irradiation (over 700°C), part of hydrogen might be separated from the pellets of the He-bonded capsule and hydrogen still remained in the pellet of the Na-bonded capsule.
- A slight pellet swelling ($\sim 1\%$) was observed at the irradiation of 15 dpa.

Then it can be concluded that the thermal design of the capsule is important to control the behavior under irradiation

Present study is the result of “Study on Realization of Innovative Fast Reactor Utilizing Hydride Neutron Absorber” entrusted to “Tohoku University” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

ПОВЫШЕНИЕ КРИТЕРИЕВ БЕЗОПАСНОСТИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ В ТЕХНОЛОГИИ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РБМК-1000

И.Г. Ефремов, В.А. Жмыков, Т.В. Петухова

ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Россия

Конструкция основных элементов безопасности хранилища отработавшего топлива ХОТ-2 ФГУП «ГХК» и конструкционные материалы должны обеспечивать сохранение их прочностных характеристик и герметичности в период хранения ОЯТ. Большой объем выполняемых работ по производству готовых изделий с контролируемыми барьерами безопасности (гнездо и пенал “сухого” хранения) определяет повышенные требования к качеству используемых материалам на всех стадиях изготовления.

Критериями безопасности применяемых конструкционных материалов являются химический состав, структура, механические свойства, а также требования к методам неразрушающего и разрушающего контроля материалов на различных стадиях производства: входной контроль материалов, операционный контроль материалов, контроль готовых изделий.

На ФГУП «ГХК» для быстрого поэлементного определения непосредственно в цеховых условиях концентрации легирующих элементов и технологических примесей в конструкционных сплавах, применяемых при изготовлении пеналов и гнезд хранения и в их сварных соединениях, применяют портативный оптико-эмиссионный спектрометр ARC-MET 8000 Mobile Lab. Это позволило снизить время проведения входного контроля сплавов без снижения точности анализа. Необходимо отметить высокую точность измерения, воспроизводимость и повторяемость результатов по углероду, фосфору, сере и бору, что обеспечивает критерий безопасности по ограничению содержания этих элементов в применяемых конструкционных материалах.

При выборе марки стали и способов изготовления сварных изделий надежность и долговечность сварных соединений должны являться основными и главными критериями.

Для изготовления конструкций пеналов хранения применяется коррозионно-стойкая сталь аустенитного класса типа X18H10T (аналог 321 AISI). В настоящее время все более широкое применение находят экономно-легированные стали типа 12X17Г9АН4 (аналог 1.4373 EN), 08X18Г8Н2Т (заменитель X18H10T), 12X15Г9НД (аналог 201 AISI), имеющие стабильную аустенитную структуру и обладающие высоким комплексом механических, антикоррозионных свойств, свариваемостью без ограничений. С целью возможности применения стали марки 12X15Г9НД ТУ РМО-006/05 проведена исследовательская работа.

Результаты исследований показали, что сталь марки 12X15Г9НД обладает высокой стойкостью к МКК в серной кислоте, микроструктура имеет аустенитную структуру, хорошо сваривается, сварные образцы имеют высокие прочностные характеристики. Сталь марки 12X15Г9НД хорошо сваривается следующими способами сварки: РН, Р и комбинированным способом сварки. Сталь имеет хорошие прочностные характеристики, более высокие по сравнению со сталью марки 12X18H10T. Данный сплав и его аналоги могут быть рекомендованы к использованию для изготовления конструкций элементов безопасности в технологии ХОТ-2.

В процессе сварки в металле шва и зоне термического влияния могут возникать различные отклонения от установленных норм и технических требований, приводящие к ухудшению работоспособности сварных конструкций, снижению их эксплуатационной надежности. В настоящее время контроль качества сварных соединений гнезд и пеналов обеспечивается радиографическим контролем. Для радиографического контроля характерны следующие особенности при выполнении контроля сварных соединений:

- низкая производительность метода, определяемая многоэтапностью выполнения контроля (съемка, проявка, сканирование пленок);
- зависимость от человеческого фактора при выполнении контроля и обработке пленок;
- невозможность обратной связи со сварщиком в реальном времени и, соответственно, корректировки сварочного процесса;
- невозможность распознавания ряда дефектов, особенно планарных;
- невозможность определения высоты дефекта и глубины его залегания;
- проблемы с передачей данных результатов контроля (необходимость сканировать пленки);
- необходимость иметь дело с источниками радиоактивного излучения (гамма-изотопы) или с генераторами рентгеновского излучения;
- необходимость утилизации отработанных реактивов;
- плохая выявляемость трещин и трещиноподобных дефектов, обусловленных физическими основами метода.

Устранение подобных недостатков контроля возможно при внедрении методов автоматизированного ультразвукового контроля, позволяющих автоматически непосредственно во время проведения контроля:

- получить изображение дефекта, в том числе, и дефектов, расположенных один под другим;
- определить положение дефекта на окружности стыка;
- определить глубину залегания и номер прохода, при котором возник дефект;
- определить объемные геометрические размеры дефекта и распознать его тип,
- выполнить автоматическую отбраковку стыка (при необходимости) по заранее разработанным критериям приемки или отбраковки обнаружить нарушение геометрии стыка.

Повторяемость системы автоматической сварки, применяемой в технологии изготовления, повышает надежность системы автоматизированного контроля. Таким образом, учитывая актуальность темпов сборки изделий, автоматизированный комплекс ультразвукового контроля обеспечивает полноту информации о дефектах сварных соединений и их оценку на соответствие критерию безопасности применяемых конструкционных материалов и может быть рекомендована к внедрению. Разработчиками комплексов автоматизированного ультразвукового контроля являются международная научно-образовательная лаборатория неразрушающего контроля TOLMI (г.Томск), Olympus-NTD (Япония), Argus (США). Следует отметить, возможность внедрения данного метода при эксплуатации "сухого" хранилища для получения данных текущего контроля.

Представленные результаты аналитических и инструментальных исследований показали возможные направления повышения показателей критериев безопасности конструкционных материалов при сохранении темпов сборки изделий.

ENHANCING SAFETY CRITERIA FOR STRUCTURAL MATERIALS USED IN THE TECHNOLOGY FOR DRY STORAGE OF RBMK-1000 SNF

I.G. Efremov, V.A. Zhmykov, T.V. Petukhova

FGUP "Mining and Chemical Combine", Zheleznogorsk, Russia

Design and structural materials of the main safety elements located at the SNF Dry Storage Facility (HOT-2), FGUP MCC, must ensure strength properties and leak-tightness of these elements in the course of SNF dry storage. Since a lot of work is under way for manufacturing products comprising controlled safety barriers (storage cell and dry storage container), this determines enhanced requirements for quality of the materials used at all manufacturing phases.

The safety criteria for such structural materials are chemical composition, structure, mechanical properties, as well as requirements for nondestructive and

destructive assay of materials at different manufacturing phases, viz. receipt check of materials, real time monitoring of materials, inspection of ready-made manufactured articles.

To obtain *in situ* rapid element determination of alloying constituent and process impurity concentration in the structural alloys employed in manufacturing of the dry storage containers and storage cells, and in their welded joints, FGUP MCC has been using a handheld optico-emission spectrometer, ARC-MET 8000 Mobile Lab. This made it possible to decrease the time required for receipt check of the alloys, with the analysis being as precise as it was before. We should also mention high precision of measurements, reproducibility and resettability of results in regard to carbon, phosphorus, sulfur and boron, which ensures the safety criterion concerning a limited content of these elements in the used structural materials.

When selecting steel grades and welding methods, the main criteria must be reliability and durability.

For manufacturing the storage containers, austenitic stainless steel, e.g. Cr18Ni10Ti (analogous to 321 AISI) is commonly used. At present the demand is growing for economically alloyed steel grades like 12Cr17Mn9Ni4 (analogous to 1.4373 EN), 08Cr18Mn8Ni2Ti (Cr18Ni10Ti substitute), 12Cr15Mn9NiCu (analogous to 201 AISI) that have a stable austenitic structure, excellent mechanical and corrosion resistance properties, as well as easy weldability. With the view of employing 12Cr5Mn9NiCu grade (Specifications TU PMO-006/05), a special research was performed.

The research found that 12Cr15Mn9NiCu grade has a high resistance to intercrystalline corrosion in sulfuric acid, its microstructure is austenitic, it is easy to weld, and its welded specimens show high strength properties. This grade is easy to weld by manual argon-arc welding with nonconsumable electrode, manual arc welding with coated electrode, and by combined welding methods. The steel has good strength properties that are better than those of 12Cr18Ni10Ti. Now, therefore, this alloy and its analogues are recommendable for manufacturing the structures of the safety elements for HOT-2 Dry Storage Facility.

During the welding a weld material and a heat-affected zone can become inconsistent with the specified standards and technical requirements, which gradually worsens serviceability and operational reliability of the welded structures. At present quality of the welds in the storage containers and the storage cells is ensured by radiographic inspection. This weld inspection method has the following features:

- The method performance is low, which is caused by many inspection steps (filming, development, film scanning);
- Inspection and film treatment work depends on human factor;
- It is impossible to have a real-time feedback from the welder that hampers adjustment of the welding process; to detect a number of defects, especially planar ones; and to determine a defect height and a depth of its occurrence;
- Before transmittal of the inspection data, one needs to scan films (additional time required);
- Radioactive sources (gamma isotopes) or X-ray generators are required;

- Spent reagents must be disposed of;
- Cracks and crack-like defects are hard to detect, which is caused by the method physics.

The inspection disadvantages can be eliminated by introducing methods of automatic ultrasonic examination that allow to:

- Get a defect image, including the defects located one below the other;
- Determine location of a defect on the joint circumference;
- Identify a defect depth and a run of welding that has caused a defect;
- Determine size of a defect and identify its type,
- Reject welded joints automatically on basis of the predetermined acceptance criteria, if necessary.

Repeatability of the automatic welding system employed in the manufacturing technology enhances reliability of the automatic examination system. Therefore, given importance of the manufactured article assembly rates, the automated ultrasonic examination complex provides with complete information on defects in the welded joints (if any) and also ensures compliance of these welds with the safety criteria predetermined for the used structural materials. So, we can recommend it for deployment. Such automatic ultrasonic examination complexes are developed by TOLMI, the international education research NDA laboratory in Tomsk city (Russian Federation), Olympus-NTD (Japan) and Argus (USA) companies. This method can also be used for monitoring the current data during the operating period of a dry storage facility.

The results from analytic studies and instrumental analyses showed possible avenues for enhancing the safety criteria for the structural materials with the manufactured article rates being kept at the same level.

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ДИФФУЗИИ, АДСОРБЦИИ, ДЕСОРБЦИИ И (β^-)-РАСПАДА ГАЛОГЕНОВ, ЩЕЛОЧНЫХ И ЩЕЛОЧНО-ЗЕМЕЛЬНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ НА ПОВЕРХНОСТИ ВОЛЬФРАМА

А.В. Андросов, Д.Ю. Любимов

ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»», г. Подольск, Россия

Проблема чистоты металлической поверхности электродов актуальны при создании термоэмиссионных преобразователей [1].

В докладе приведены методика и результаты компьютерного моделирования процессов поверхностной диффузии адсорбции, десорбции и β^- распада ^{138}I на поверхности монокристаллического вольфрама, как при наличии, так и при отсутствии на ней ^{133}Cs .

Моделирование всех вышеописанных процессов проводилось путём решения системы дифференциальных уравнений в частных производных с соответствующими граничными и начальными условиями:

$$n_{s_i} \frac{\partial \theta_i(x, t)}{\partial t} = n_{s_i} D_{s_i} \frac{\partial^2 \theta_i(x, t)}{\partial x^2} + J_i^{ads} - J_i^{des} - \lambda_i n_{s_i} \theta_i(x, t) + \lambda_{i-1} n_{s_{i-1}} \theta_{i-1}(x, t)$$

$$\left. \frac{\partial \theta_i(x, t)}{\partial x} \right|_{x=left \text{ boundary}} = 0, \quad \left. \frac{\partial \theta_i(x, t)}{\partial x} \right|_{x=right \text{ boundary}} = 0, \quad \theta_i(x, t) \Big|_{t=0} = \theta_i^0$$

где

i – нуклиды, покрывающие поверхность,

x – координата,

t – время,

$\theta_i(x, t)$ – степень покрытия i^{-om} нуклидом поверхности электрода,

D_{s_i} – коэффициент поверхностной диффузии i^{-bx} адатомов [2],

n_{s_i} – максимальная поверхностная плотность i^{-bx} адатомов,

J_i^{adc} – поток хемосорбции i^{-bx} адатомов на поверхность,

J_i^{dec} – поток десорбции i^{-bx} адатомов с поверхности [3],

λ_i – постоянная распада.

Результаты моделирования показали:

- основное количество ^{138}Ba попадает на поверхность вольфрамового коллектора путём прямой адсорбции из газовой фазы, а не за счёт β^- распада ^{138}I , ^{138}Xe и ^{138}Cs в адсорбционном слое,

- совместная диффузия и десорбция ^{138}Ba при наличие на поверхности ^{133}Cs происходит быстрее, чем одного ^{138}Ba .

Литература

1 Любимов Д.Ю., Федик И.И., Шумилов А.А. Влияние продуктов деления на выходную мощность термоэмиссионных ЭГК с сообщающимися и разделёнными полостями твэла и межэлектродного зазора. Атомная энергия, 2011, № 6, с. 321-327.

2 Гегузин Я.Е. Диффузия по реальной кристаллической поверхности. Сборник «Поверхностная диффузия и растекание». Изд. «Наука». М. 1969. с. 11-77.

3 Р.Я. Кучеров, Д.Ю. Любимов, Л.Г. Смирнов, К.Н. Гедговд, Г.С. Булатов Моделирование физико-химических процессов на поверхности ниобий – кислородного коллектора в термоэмиссионном преобразователе. Материаловедение, 2002, № 7, стр. 11-17.

COMPUTER SIMULATION OF DIFFUSION, ADSORPTION, DESORPTION, AND (β^-)-DECAY OF HALOGENS ALKALI AND ALKALINE EARTH RADIONUCLIDES ON THE TUNGSTEN SURFACE

A.V. Androsov, D.Yu. Lyubimov

FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia

In course of construction of thermionic converter it is necessary to solve the problem of electrodes metal surface [1].

This paper presents the method and results of computer simulation of surface diffusion, adsorption, desorption, and β -decay of ^{138}I on the surface of single-crystal tungsten, in both case at the presence, and at the absence of ^{133}Cs on it.

The simulation of all the mentioned processes was carried out by solving the system of partial differential equation with the appropriate boundary and initial conditions:

$$n_{si} \frac{\partial \theta_i(x,t)}{\partial t} = n_{si} D_{si} \frac{\partial^2 \theta_i(x,t)}{\partial x^2} + J_i^{\text{ads}} - J_i^{\text{des}} - \lambda_i n_{si} \theta_i(x,t) + \lambda_{i-1} n_{s_{i-1}} \theta_{i-1}(x,t)$$

$$\left. \frac{\partial \theta_i(x,t)}{\partial x} \right|_{x=\text{left boundary}} = 0, \quad \left. \frac{\partial \theta_i(x,t)}{\partial x} \right|_{x=\text{right boundary}} = 0, \quad \theta_i(x,t) \Big|_{t=0} = \theta_i^0$$

where i – nucleons, covered the surface,

x – coordinate,

t – time,

$\theta_i(x,t)$ – cover degree of i^{th} nucleon on electrode surface,

D_{si} – surface diffusion coefficient of i^{th} nucleons [2],

n_{si} – maximal surface density of i^{th} nucleons,

J_i^{ads} – chemisorption flux of i^{th} nucleons on surface,

J_i^{des} – desorption flux of i^{th} nucleons from surface [3],

λ_i – decay constant.

As a result of this simulation it was shown that:

- principal amount of ^{138}Ba hits the surface of the tungsten collector by direct adsorption from the gas phase and not at the expense of β -decay of ^{138}I , ^{138}Xe and ^{138}Cs in the adsorption layer,

- joint diffusion and desorption of ^{138}Ba with the presence on the surface of ^{133}Cs is faster than a single ^{138}Ba .

Literature

1 D.Yu. Lyubimov, I.I. Fedik, A.A. Shumilov, “Effet of fission products on the output power of thermionic EGC with communicating and separated fuel-element cavities and in interelectrode gap”, Atomic Energy, 2011, Vol. 110, № 6, p. 395-404.

2 Ya.E. Geguzin, “Diffusion by real crystal surface” in Surface diffusion and..., Nauka, Moscow, 1969, p. 11-77.

3 R.Ya. Kucherov, D.Yu. Lyubimov, L.G. Smirnov, et al., “Modeling physicochemical processes on the surface of niobium-oxygen collector in a thermionic”, Materialovedenie, 2002, № 7, p. 11-17.

НОВЫЙ МЕТОД ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ВЛИЯНИЯ ТЕПЛООВОГО СТАРЕНИЯ НА ОХРУПЧИВАНИЕ РЕАКТОРНЫХ КОРПУСНЫХ СТАЛЕЙ

Е.В. Юрченко, Б.З. Марголин,
А.М. Морозов, Д.А. Чистяков

ФГУП «ЦНИИ КМ “Прометей”», г. Санкт-Петербург, Россия

Предложен новый метод для прогнозирования охрупчивания корпусных реакторных сталей за счет внутризеренных и зернограничных сегрегаций фосфора, развитие которых протекает при температуре эксплуатации корпусов реакторов типа ВВЭР. Метод базируется на результатах испытаний материала в двух состояниях: состаренного при повышенных температурах (относительно температуры эксплуатации) и отожженного после облучения. Для прогнозирования теплового старения корпусных реакторных сталей использованы уравнение МакЛина и зависимости, описывающие термоактивируемую и радиационно-индуцированную диффузию фосфора. Выполнены экспериментальные исследования по оценке теплового старения стали 15Х2НМФА. На основании полученных экспериментальных данных и предложенного метода для времени $t = 5 \cdot 10^5$ часов (≈ 60 лет эксплуатации) даны оценки сдвига критической температуры хрупкости ΔT_k . Полученные сдвиги ΔT_k обусловлены охрупчиванием основного металла и металла шва корпусов реакторов ВВЭР-1000 за счет возникновения сегрегаций фосфора.

Показано, что при низких значениях T_{k0} , величина сдвига критической температуры хрупкости ΔT_k для стали 15Х2НМФА вследствие теплового старения может достигать $\approx 100^\circ\text{C}$ даже при объемной концентрации фосфора менее 0,018%. При этом с увеличением T_{k0} величина ΔT_k , обусловленная старением за счет сегрегаций фосфора, уменьшается.

Выполненные оценки показали, что при объемной концентрации фосфора менее 0,018%, $T_{\text{экспл}} = 320^\circ\text{C}$ и времени $t = 5 \cdot 10^5$ часов (≈ 60 лет) при варьировании T_{k0} от -100 до 0°C значения T_k за счет образования сегрегаций фосфора не превысят 5°C .

PREDICTION OF THE EFFECTS OF THERMAL AGEING ON THE EMBRITTLEMENT OF REACTOR PRESSURE VESSEL STEELS

E.V. Yurchenko, B.Z. Margolin,
A.M. Morozov, D.A. Chistyakov

FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia

A new method has been proposed for prediction of the effects of thermal ageing on the embrittlement of reactor pressure vessel (RPV) steels. The method is based on the test results for materials in two conditions, namely, aged at temperatures of temper embrittlement and annealed after irradiation. The prediction is based on the McLean's equation and the dependencies describing thermally activated and radiation-enhanced phosphorus diffusion. Experimental studies have been carried out for estimation of thermal ageing of the WWER-1000 RPV 2Cr-Ni-Mo-V steel. The ductile to brittle transition temperature shift ΔT_k due to phosphorus segregation has been estimated on the basis of experimental data processed by the proposed method for the time $t = 5 \cdot 10^5$ h (more than 60 years of operation) for the base and weld metals of the WWER-1000 RPV.

It has been shown that at a low T_{k0} the value of ΔT_k for 2Cr-Ni-Mo-V steel may reach ≈ 100 °C even for the bulk phosphorus concentration less than 0.018%. The value ΔT_k due to phosphorus segregation decreases when T_{k0} increases.

The estimations show that for the bulk phosphorus concentration $\leq 0.018\%$, $T_{oper} = 320$ °C, $t = 5 \cdot 10^5$ h (more than 60 years of operation) and for variation of T_{k0} from -100 °C to 0 °C the values of T_k controlled by the formation of phosphorus segregations does not exceed 5 °C.

УПРАВЛЕНИЕ КРИСТАЛЛОГРАФИЧЕСКОЙ ТЕКСТУРОЙ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ ИЗ СПЛАВОВ НА ОСНОВЕ ЦИРКОНИЯ ПУТЁМ ВАРЬИРОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРОЦЕССА ИХ ПОЛУЧЕНИЯ

М.Г. Исаенкова, Ю.А. Перлович, В.А. Фесенко,
О.А. Крымская, Сое Сан Тху

ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия

Анизотропия физико-механических свойств гексагональной фазы, являющейся основной в промышленных циркониевых сплавах, предопределяет необходимость создания оптимальной кристаллографической текстуры в конечных изделиях. Результаты текстурообразования в сплавах на основе циркония

при деформации и термообработке листов и труб подробно описаны в работах [1, 2]. Однако варьирование состава сплава и технологических режимов пластической деформации труб существенно сказывается на особенностях действующих в этих сплавах структурообразующих механизмов, а также формирующихся в них кристаллографической текстуры, структуры и структурной неоднородности. Знание механизмов и закономерностей формирования текстуры в циркониевых сплавах является необходимым условием получения изделий с заданной анизотропией физико-механических свойств. Кроме того, текстура служит чувствительным индикатором разнообразных процессов, протекающих в циркониевых сплавах под воздействием той или иной технологической обработки, а также в условиях эксплуатации.

С использованием созданного в НИЯУ МИФИ комплекса рентгеновских методик для исследования структуры и текстуры изделий из циркониевых сплавов в рентгеновской лаборатории кафедры «Физические проблемы материаловедения» получены и систематизированы многочисленные данные по текстурным и структурным аспектам их технологической обработки. В рамках данной работы рассмотрены некоторые вопросы возможности управления особенностями конечной кристаллографической текстуры оболочечных труб на различных этапах их изготовления.

Основными этапами технологической обработки слитка являютсяковка, горячее выдавливание, горячая и холодная прокатка, а также промежуточные термообработки. Общим для всех текстур выдавливания является расположение базисных нормалей в пределах зоны, вытянутой вдоль диаметра T-R-T стереографической проекции образца (R, T и L – радиальное, тангенциальное и продольное направления в трубе, соответственно), что определяется симметрией используемой деформационной схемы, которая при достигнутых степенях деформации выдавливанием оказывается фактором, предопределяющим именно такой тип прямых полюсных фигур (ППФ) (0001). Особенности распределения базисных нормалей в пределах указанной зоны зависят от номинальных технологических параметров процесса и структурных характеристик материала. Варьирование температуры выдавливания, напряженного состояния при выдавливании (вытяжка и Q-фактор), а также режимов предшествующей и последующей термообработок обеспечивает широкий спектр формирующихся типов кристаллографической текстуры. На рис. 1 показаны характерные (ППФ) (0001), а также изменение ППФ (0001) и соотношения текстурных интегральных параметров f_R/f_T при повышении температуры отжига выдавленной заготовки. Установлено, что структурное состояние трубной заготовки, подвергающейся выдавливанию, существенно сказывается на образующейся в ней текстуре. Из приведенного рисунка видно принципиальное отличие текстуры заготовки, подвергнутой закалке перед выдавливанием, от текстуры предварительно отожженной заготовки. Изменение температуры выдавливания в интервале от 630 до 670 °С также оказывает влияние на текстуру выдавливания, выражающееся в различии текстурных интегральных параметров соответствующих трубных заготовок (см. рис. 1), сохраняющемся и при последующих отжигах.

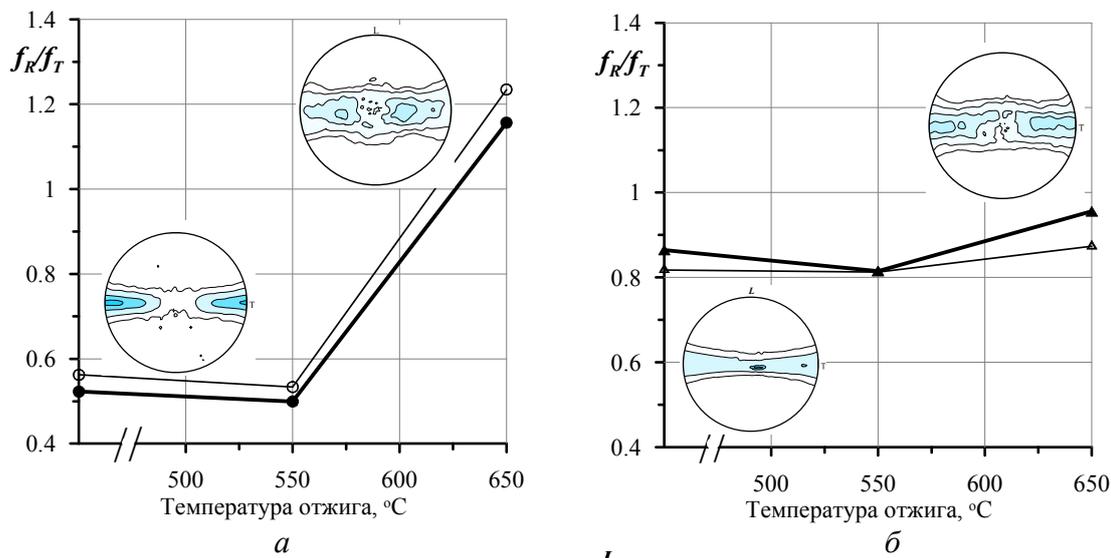


Рис. 1. Изменение текстуры выдавливания в результате отжига заготовки при разных температурах. Выдавливание осуществлялось при температуре 670 °С (толстая линия) и 630 °С (тонкая линия). Кованую заготовку отжигали (а) или закаливали (б) от температуры 750 °С. На рисунке представлены ПДФ (0001)

Влияние технологических параметров выдавливания на текстуру иллюстрируют графики, приведенные на рис. 2. Заготовкам, выдавленным по штатным режимам, отвечает область изменения текстурных параметров, ограниченная двумя проведенными на графиках 2,а,б прямыми. Эллипсы на графиках включают точки, соответствующие текстуре отожженных или закаленных перед выдавливанием трубных заготовок, характеризующихся разными структурами.

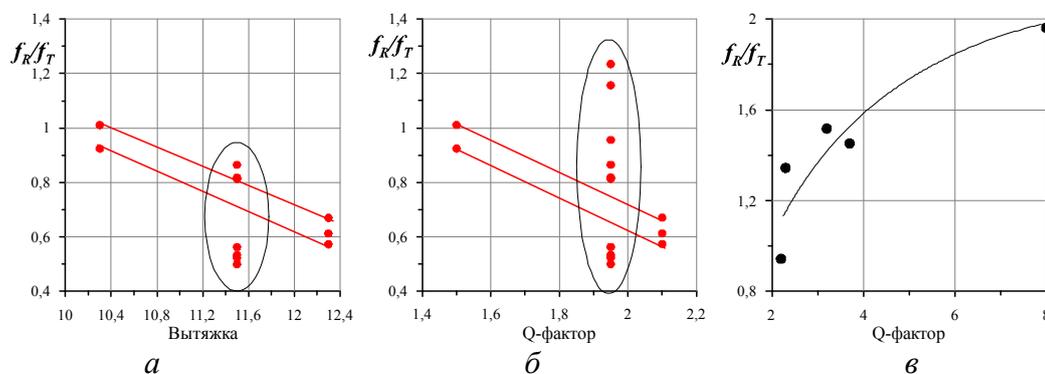


Рис. 2. Влияние технологических параметров на кристаллографическую текстуру выдавленных (а, б) и холоднокатаных (в) трубных заготовок

Из приведенных графиков видно, что при горячей деформации тип формирующейся текстуры, главным образом, зависит от температуры выдавливания, т.е. от соотношения количества α - и β -фаз в материале при его деформировании. В случае холодной прокатки труб Q-фактор, т.е. напряженное состояние в трубной заготовке, оказывается определяющим (рис. 2-в), причем по мере повышения величины Q-фактора усиливается базисная компонента текстуры прокатки труб, т.е. отношение f_R/f_T растет. Суммарная степень деформации, достигаемая на каждом переделе, определяет полноту переориентации нормалей на стадии пластического деформирования и их последующую устойчивость в процессе рекристаллизационного отжига.

Рис. 3 демонстрирует различия текстур прокатки трубных заготовок, полученных при использовании разных величин Q-факторов, а также изменение этих текстур в результате повышения температуры отжига. Рекристаллизация α -циркония в трубах из сплава Zr-1%Nb сопряжена не только с поворотом призматических нормалей относительно базисных, но и с переориентацией самих базисных нормалей, в результате чего текстура прокатки с преобладанием компоненты $\{11\bar{2}0\}\langle 1\bar{1}00\rangle$ переходит в текстуру с преобладанием компоненты $(0001)\pm 30-50^\circ R-T \langle 21\bar{3}0-11\bar{2}0\rangle$. На завершающем этапе изготовления труб отжиг позволяет повысить f_R -параметр на 0,05-0,10 за счёт повышения полюсной плотности базисных нормалей вблизи радиального направления и смещения текстурных максимумов. Склонность зёрен α -циркония к рекристаллизации, сопряжённой с поворотом кристаллической решётки вокруг базисной нормали, зависит от ориентации этой нормали и скорости нагрева трубы для выдержки при температуре рекристаллизации.

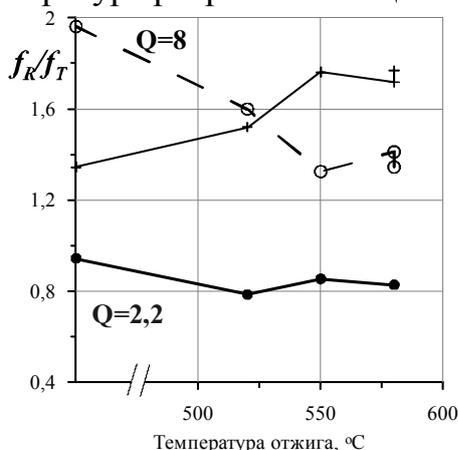


Рис. 3. Изменение текстуры труб, прокатанных с использованием разных величин Q-фактора, в результате повышения температуры отжига: 1 – Q=8; 2 – Q=2,2; 3 – штатная оболочечная труба

Таким образом, основными процедурами, позволяющими управлять кристаллографической текстурой и, тем самым, анизотропией свойств изделия, являются:

варьирование температуры выдавливания при горячей деформации заготовки;

изменение напряженного состояния на стадии холодной деформации путем варьирования Q-фактора;

температура отжига прокатанного изделия;

скорость нагрева под рекристаллизацию.

Литература:

1. Перлович Ю.А., Исаенкова М.Г. Кинетика и механизмы текстурообразования в α -Zr при прокатке // Физика металлов и металловедение, 1987, т. 64, вып. 1, с. 107–112.

2. Исаенкова М.Г. Закономерности развития кристаллографической текстуры и субструктурной неоднородности в циркониевых сплавах при деформационном и термическом воздействиях: Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора физико-математических наук – Москва, 2011, 47 с.

CONTROL OF CRYSTALLOGRAPHIC TEXTURE OF THE CLADDING TUBES FROM ZIRCONIUM BASED ALLOYS USING VARIATION OF TECHNOLOGICAL PARAMETERS BY TUBE MANUFACTURE

M.G. Isaenkova, Yu.A. Perlovich, V.A. Fesenko,
O.A. Krymskaya, Soe San Thu

National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia

Anisotropy of physical-mechanical properties of hexagonal phase being the main for commercial zirconium alloys predetermines necessity of the optimal crystallographic texture creation in the final products. Results of texture formation in zirconium based alloys during deformation and thermal treatment of sheets and tubes have been described in detail [1, 2]. However variation of alloy composition and technological regimes of tubes plastic deformation affects considerably on features of structure formation mechanisms operating in these alloys as well as on development of crystallographic texture, structure and its inhomogeneity. The necessary condition for obtaining of products with given anisotropy of physical-mechanical properties is the knowledge of mechanisms and regularities of texture formation in zirconium alloys. Besides, texture is a very sensitive indicator of various processes taking place in zirconium alloys under different technological treatments and their exploitation.

Numerous data on texture and structure aspects of technological treatment of products from Zr-alloys were obtained and systematized at the X-ray laboratory of Dpt. “Physical problems of materials science” (NRNU “MEPhI”) using developed there the complex of X-ray methods for texture and structure investigation. Within the framework of this study some possibilities for control of final texture of cladding tubes at different stages of their manufacturing are presented.

The main stages of ingot processing are the following: forging, hot extrusion, hot and cold rolling as well as intermediate heat treatments. Arrangement of basal axes within PF(0001) region elongated along T-R-T diameter of PF (here PF – texture pole figure, while R, T и L – radial, tangential and longitudinal direction of tube, respectively) is common for all extrusion textures. Exactly such type of PF (0001) is being defined by the symmetry of used deformation scheme by extrusion. Features of basal axes distribution within indicated region depend on nominal technological parameters of process and on material structure characteristics. Wide range of developed texture types is provided with variation of extrusion temperature, stress state (drawing-out and Q-factor) and initial as well as final heat treatments regimes. Typical PF (0001) and changes of integral texture characteristics ratio f_R/f_T with increase of annealing temperature for extruded billet are presented in figure 1. It was established that the texture of extruded tube billet is considerably affected by its structure state. Principle difference between textures of billets, subjected to quenching before extrusion and billets, initially annealed, is clearly seen from the figure 1. Extrusion temperature variation

within the interval 630-670°C also has an effect on extrusion texture, consisting in difference of texture integral parameters of tube billets (fig. 1).

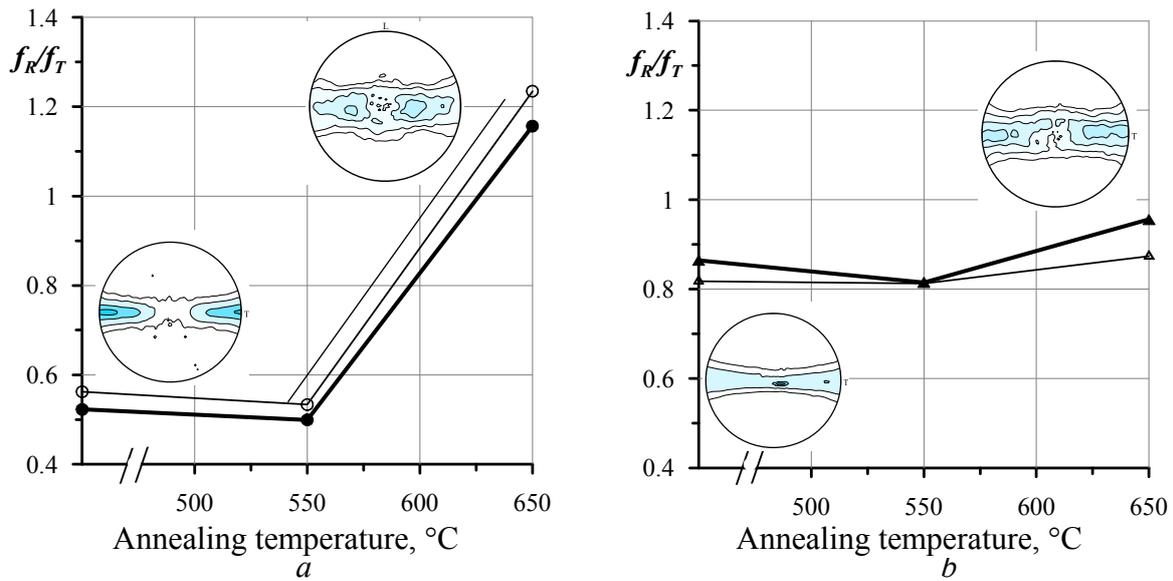


Fig. 1. Changes of extrusion texture depending on the annealing temperature of extruded billet. Extrusion was carried out at temperature 670 °C (bold line) and 630 °C (thin line). Forged billets were annealed (a) or quenched (b) from temperature 750 °C. PF (0001) are presented in figure.

Influence of extrusion technological parameters on the texture is illustrated on graphics of figure 2. Texture parameters of billets extruded according to the regular mode are located in the region of its variation limited by two straight lines on plots 2,a,b. Points arranged inside ellipses on graphics correspond to the texture of initially annealed or quenched before extrusion tube billets with different structure.

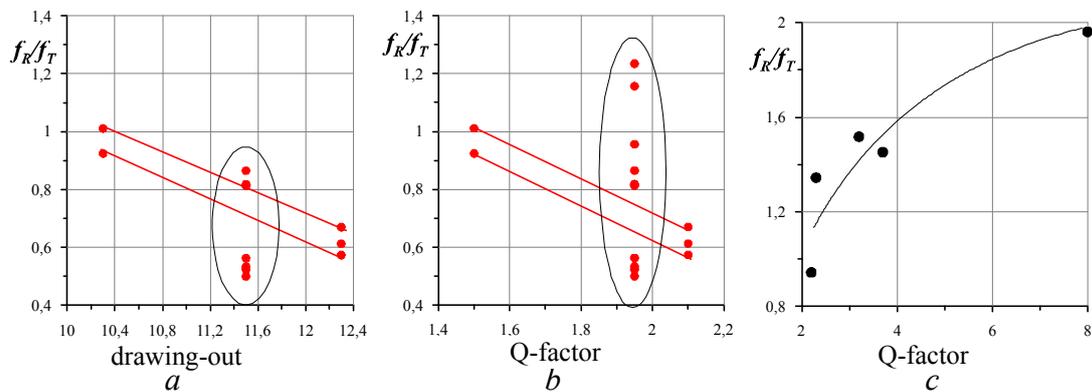


Fig. 2. Influence of technological parameters on crystallographic texture of extruded (a, b) and cold rolled (c) tube billets.

Given graphics show that type of formed under hot deformation texture mainly depends on extrusion temperature, i.e. on amount ratio of α - and β -phase in the material during deformation. In case of cold rolling of tubes Q-factor, i.e. stress state in the tube billet, proves to be the controlling parameter (fig. 2-c) at that with increasing of Q-factor the basal component of tube rolling texture, i.e. f_R/f_T , intensifies. The total amount of deformation achieved at every stage defines completeness of reorientation of axis at plastic deformation step and their subsequent stability during recrystallization annealing.

Figure 3 demonstrates variation of rolling textures of tube billets obtained using different values of Q-factors as well as variation of these textures as a result of annealing temperature increasing. Recrystallization of α -Zr in tubes from Zr-1%Nb alloy is conjugated not only with rotation of prismatic axes around basal but also with reorientation of basal axes themselves whereby rolling texture with predominant component $\{11\bar{2}0\}\langle 1\bar{1}00\rangle$ transforms into texture with predominant component $(0001)\pm 30-50^\circ R-T \langle 21\bar{3}0-11\bar{2}0\rangle$. At final stage of tubes fabrication annealing permits increasing of f_R -parameter by 0,05-0,10 at the expense of increasing of basal normal pole density around radial direction and texture maxima displacement. Tendency of α -Zr grains to recrystallization accompanied with crystalline lattice rotation around basal normal depends on orientation of this normal and heating rate of the tube before dwell at the recrystallization temperature.

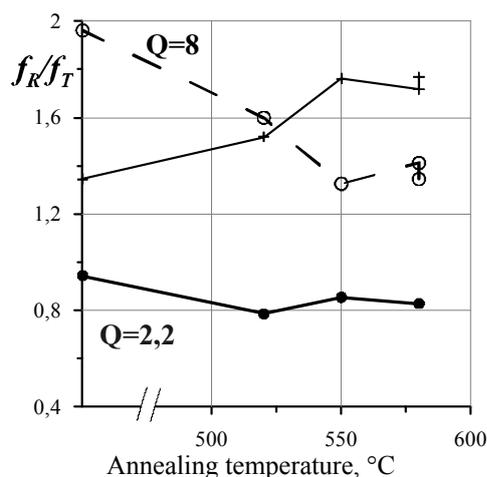


Fig. 3. Texture variation of tubes rolled with different values of Q-factor as a result of increasing annealing temperature: 1 – Q=8; 2 – Q=2,2; 3 – cladding tube produced by regular mode.

Thereby the main procedures permitting control of crystallographic texture and by that anisotropy of physical-mechanical properties of Zr product are:

- variation of extrusion temperature during hot deformation of the billet;
- variation of the stress state at the cold deformation stage by the alternation of Q-factor;
- recrystallization temperature of rolled product;
- heating rate for recrystallization.

References:

1. Perlovich Yu., Isaenkova M. Kinetic and texture formation modes in alpha-zirconium under rolling // Physics of metal and materials science, 1987, v. 64, issue 1, p. 107–112 (in Russian).
2. Isaenkova M. Regularities of development of crystallographic texture and substructure inhomogeneity in zirconium alloys by deformation and thermal treatment: Dissertation for doctor degree – Moscow, 2011. – 47 p. (in Russian).

ИННОВАЦИОННОЕ РАЗВИТИЕ КОРПУСНЫХ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ И ЗАДАЧИ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В.А. Пиминов, М.П. Никитенко, В.Я. Беркович, И.Н. Васильченко,
В.М. Комолов, В.М. Махин, А.Е. Четвериков, А.Н. Чуркин,
Э.С. Асадский, В.В. Вьялицын

ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»», г. Подольск, Россия

В настоящее время, наряду с созданием реакторных установок повышенной мощности: ВВЭР-1200 (АЭС-2006 с $N_T=3200$ МВт) и ВВЭР-ТОИ с $N_T=3300$ МВт, определены следующие инновационные направления развития корпусных водоохлаждаемых реакторов:

- создание РУ ВВЭР средней мощности с $N_T \sim 1500$ МВт и, таким образом, с учетом ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ, а также ранее прорабатываемых проектов ВВЭР-1500, ВВЭР-2000, разработка мощностного ряда РУ ВВЭР;
- улучшение топливоиспользования в ВВЭР (реакторные установки ВВЭР-С);
- создание корпусного водоохлаждаемого реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (дальняя перспектива с внедрением после 2030 года).

При разработке РУ ВВЭР средней мощности используется предшествующий опыт создания и эксплуатации ВВЭР, а также учитываются современные требования. Основные решаемые задачи при разработке данных установок связаны со снижением удельных затрат, отнесенных к единице электрической мощности, и к обеспечению экономической эффективности этих установок для конкретных районов их расположения в сравнении с альтернативными установками, например, с органическим топливом. Материаловедческие вопросы по данному направлению близки к материаловедческим вопросам по РУ ВВЭР -1200 и ВВЭР-ТОИ.

Совершенствование топливоиспользования в ВВЭР заключается в снижении расхода природного урана на получение электроэнергии в открытом ядерном топливном цикле (ОЯТЦ) и в повышении эффективности работы ВВЭР в создаваемом замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ). Актуальность этих задач определяется ограниченными ресурсами топливной базы для развития и существования крупномасштабной ядерной энергетики и необходимостью как экономии природного урана, так и вовлечения в топливный цикл энергетического плутония. Предлагаемые изменения конструкции ВВЭР связаны с изменением в течение кампании спектра в активной зоне (спектральное регулирование реактивности), т.е. с эффективным использованием нейтронов в активной зоне.

Реакторная установка с корпусным водоохлаждаемым реактором со сверхкритическими параметрами теплоносителя входит в перечень РУ, цели и задачи которых сформулированы в международной программе «Generation-4». Данные установки планируется создать в России соответствии

с «Энергетической стратегией России на период до 2030 года» (распоряжение Правительства РФ №1715-р от 13.11.2009). Цель создания этих установок – повышение КПД до 45% и улучшенное топливоиспользование с КВ ~1.

К инновационным направлениям из перечисленных относятся совершенствование топливоиспользования и создание установки со сверхкритическими параметрами теплоносителя, так как при их реализации достигается улучшение использования ядерного топлива для производства электрической энергии.

В докладе приведены конструкторские проработки новых ВВЭР, отмечены материаловедческие вопросы, для решения которых должны быть проведены НИОКР.

Ближайшей задачей из перечисленных является разработка ВВЭР-С с внедрением спектрального регулирования запаса реактивности. В начальный период эксплуатации спектр более жесткий, по мере выгорания спектр смягчается. Жесткость спектра регулируется изменением водо-уранового отношения ($V_{зам}/V_{топлива}$), которое изменяется от ~0,7 до ~2 (рис.1) [1,2].

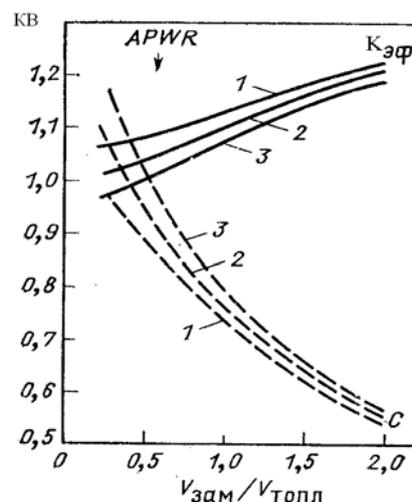


Рис.1 - Зависимость коэффициента воспроизводства КВ (1-3) и эффективного коэффициента размножения (Кэфф) от объемного отношения замедлителя к топливу (МОХ-топливо). Содержание плутония (Pu): 1-8,5%, 2-7,5%, 3-6,5%

Выполнены проработки ТВС с вытеснителями, которые в начале кампании введены в ТВС с «тесной» решеткой (рис.2). По мере выгорания вытеснители извлекаются из ТВС, создавая заполненные водой полости в ТВС, замедляющие нейтроны и смягчающие спектр нейтронов. Нейтронно-физические расчеты, выполненные специалистами НИЦ «Курчатовский институт», показали, что экономия топлива составляет ~12% в открытом топливном цикле и может быть выше в замкнутом топливном цикле.

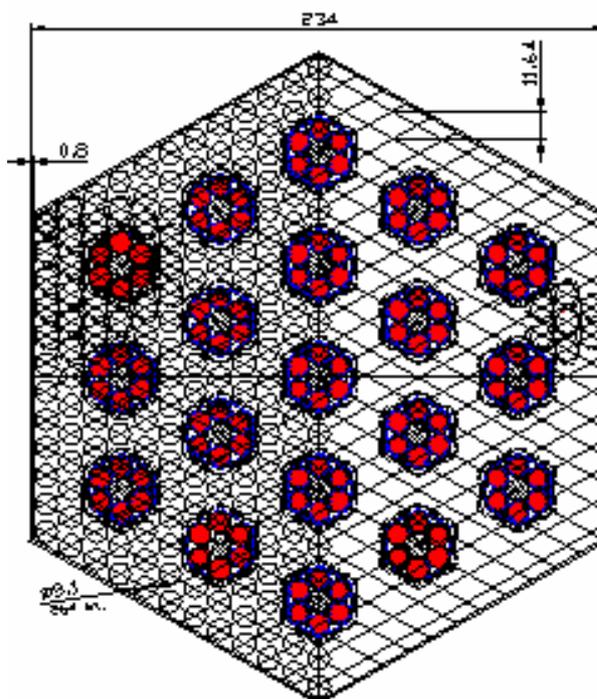


Рис.2 - Сечение ТВС ВВЭР со спектральным регулированием [3]

Для обоснования конструкции ТВС необходимы реакторные испытания и материаловедческие исследования твэлов и ПЭЛОВ. Необходим анализ работоспособности ВКУ и корпуса. Из элементов ВКУ наиболее подвержена радиационному воздействию выгородка, контактирующая с крайним рядом ТВС.

В докладе также приведены результаты проработки реакторной установки, охлаждаемой водой сверхкритических параметров (SCWR в зарубежной литературе). Выполнены концептуальные проработки реакторов ВВЭР-СКДИ, ВВЭР-СКД и ПСКД-600 и выявлены проблемные вопросы [4]. В докладе более детально сформулированы и рассмотрены задачи материаловедческих исследований

Литература

1. Ран Ф. и др, Справочник по ядерной энерготехнологии, М., Энергоатомиздат, 1989., -752с.
2. Аминов Р.З. и др. АЭС с ВВЭР: режимы, характеристики, эффективность, М.: ЭАИ, 1990.-264с.
3. Васильченко И.Н. и др. Конструкторские проработки по созданию активных зон со спектральным регулированием, доклад на международную конференцию «Обеспечение безопасности ВВЭР», 2011, Подольск.
4. Mokhov V.A. Core problems of VVER-SCP vessel-type reactor, 4th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors, March 8-11, 2009, Heidelberg, Germany, Paper No. 42.

ЗАДАЧА ОБНОВЛЕНИЯ КОНСТАНТНОГО И ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ

А.Р. Белозёрова, Е.Е. Комарова, В.В. Личадеев, В.В. Павлов,
Д.К. Рязанов, Т.И. Чернышева, Г.А. Шиманский

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Радиационные испытания материалов не обходятся без достоверных знаний характеристик нейтронного излучения, таких как энергетическое распределение, плотность потока и флюенс нейтронов, для успешного решения практических задач. Специфические условия измерений на ИЯР НИИАР (широкий диапазон энергии интенсивности нейтронного излучения, высокий уровень радиации, повышенные температуры, малые габариты и труднодоступность мест измерений др.) обусловили развитие метрологического обеспечения нейтронных измерений. Основу этой системы составили:

1. активационный метод нейтронных измерений как наиболее полно удовлетворяющий специфическим условиям измерений на ЯФУ;

2. опорные нейтронные поля и образцовые источники нейтронов как основа метрологического обеспечения нейтронных измерений;
3. методическое, программное и константное обеспечения.

Определение характеристик полей нейтронов по исходным экспериментальным данным с применением различного типа детекторов осуществляется на основе обработки экспериментальных данных программными средствами FUC-NUC и MIXER под ОС MS-DOS.

С появлением IBM PC-совместимых компьютеров MS-DOS устанавливалась на большинство из них, как самая известная ОС. Со временем она вытеснена ОС семейства Windows, таким образом, возникла острая потребность перевода ПО под новую ОС. Развитие IT-технологий с возможностями современных компьютерных средств позволяет усовершенствовать и оптимизировать процесс обработки экспериментальных данных с учётом особенностей измерений на ИЯР НИИАР.

В мировом сообществе происходит обновление и расширение библиотек ядерных данных. Экспериментальные и оцененные ядерные данные по сечениям ядерных реакций компилируются по всему миру в формате ENDF-6 ежегодно, поэтому необходимо провести обновление константного обеспечения для обработки экспериментальных данных по современным библиотекам оценённых ядерных данных.

TASK RELATED TO CONSTANTS AND SOFTWARE UPDATES IN SUPPORT OF NEUTRON ACTIVATION DATA PROCESSING

A.R. Belozeroва, E.E. Komarova, V.V. Lichadeyev, V.V. Pavlov,
D.K. Ryazanov, T.I. Chernyshova, G.A. Shimansky

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Irradiation tests of materials cannot be conducted without reliable neutron irradiation characteristics such as energy distribution, neutron flux density, and fluence, which are necessary for successful solving real tasks. Specific conditions of taking measurements (a wide range of neutron intensity energies, high radiation level, very high temperatures, small size, and inaccessibility of measurement points etc.) lead to development of metrological support for neutron measurements. The system of measurements is based on the following:

1. Activation method of neutron measurements as it meets the specific conditions of measurements at nuclear facilities to the full extent;
2. Reference neutron fields and reference neutron sources as a basis for metrological assurance of neutron measurements;
3. Verifying instruments, software, and constant array.

Characteristics of neutron fields are found with the use of the benchmark data obtained with various detectors and based on measurement data processing with the FUC-NUC and MIXER software tools running under the MS-DOS operating system.

When IBM PC –compatible computers appeared, the MS-DOS operating system was installed on most of them as the best-known operating system. Eventually, it became forced out with operating systems of Windows group and thus a pressing need arose to put software under a new operating system. Development of IT-technologies in combination with up-to-date computers enable improving and optimizing the processing of measurement data with allowance made for special aspects of measurement in research reactors of RIAR.

Nuclear data libraries are being updated and expanded throughout the world. Every year experimental and estimated data on nuclear cross-sections are compiled in the ENDF-6 format all over the world that is why it will be necessary to update constants to process measurement data with reference to up-to-date libraries of estimated nuclear data.

К ВОПРОСУ О ВЗАИМОСВЯЗИ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ И РАСПУХАНИЯ В СТАЛИ X18H10T, ОБЛУЧЁННОЙ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, С.В. Белозёров, А.В. Обухов

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В настоящее время актуальны работы по обоснованию возможностей продления ресурса внутрикорпусных устройств (ВКУ) действующих реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и обоснованию работоспособности материалов ВКУ новых реакторов ВВЭР на срок службы в 60 лет. Такое продление возможно на основе проведения исследований различных радиационных явлений, определяющих радиационную повреждаемость аустенитных сталей из которых изготавливаются внутрикорпусные устройства энергетических реакторов ВВЭР.

В настоящей работе рассмотрена взаимосвязь радиационных явлений, определяющих изменение формы и размеров конструкций реакторов, радиационной ползучести и распухания на примере исследований газонаполненных образцов двух типов, облученных в реакторе БОР-60.

Газонаполненные образцы, изготовленные из стали X18H10T, сложной формы были облучены в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы около 20 сна и простой формы до повреждающей дозы около 70 сна при температуре не превышающей 350 °С. Приведены дозные зависимости изменения геометрических размеров газонаполненных образцов указанных типов. Кроме того, в работе представлены результаты исследований микроструктуры газонаполненных образцов сложной формы, облученных в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 36 сна при температуре облучения 420 °С, выполненные на трансмиссионном электронном микроскопе JEM 2000 FXII.

IRRADIATION CREEP AND SWELLING RELATION IN STEEL X18H10T IRRADIATION IN REACTOR BOR-60

V.S. Neustroev, E.I. Makarov,
S.V. Belozerov, A.V. Obukhov

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Issues related to the justification of the lifetime extension of the existing VVER-440 and VVER-1000 internals and justification of the operating lifetime of new VVER internals up to 60 years are of interest nowadays. Examinations of various irradiation-induced phenomena affecting the radiation damageability of austenitic steels used for the VVER internals can be the basis for such extension activities.

The paper considers the relation between irradiation-induced phenomena affecting the deformation and dimensional changes of reactor components, irradiation creep and swelling by an example of two types of pressurized samples irradiated in reactor BOR-60.

The pressurized samples of a complicated shape made from steel X18H10T were irradiated up to 20dpa; samples of simple shape were irradiated up to 70dpa at a temperature no higher than 350°C. The paper presents the dimensional changes vs. damage doses for the above pressurized samples types. In addition, the paper gives the results of microstructure examinations done for the pressurized samples of a complicated shape irradiated in reactor BOR-60 up to 36dpa at a temperature of 420°C. The examinations were done at the transmission electron microscope JEM 2000 FXII.

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И СТРУКТУРА СТАЛИ X18H10T, ОБЛУЧЁННОЙ ДЛИТЕЛЬНОЕ ВРЕМЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 В КАЧЕСТВЕ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКРАННОЙ СБОРКИ

В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, И.Ю. Жемков,
В.С. Слезко, И.Н. Шагвалиев

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Конструкционные материалы любого реактора работают в достаточно напряженных условиях, что способствует их повреждению и ухудшению физико-механических свойств. Для обеспечения надежной работы несменяемых конструкций реактора и реактора в целом используются данные, полученные из специальных экспериментов по облучению образцов и данные из исследований реальных изделий и конструкций, эксплуатировавшихся в реакторе длительное время.

В работе представлены результаты материаловедческих исследований образцов стали X18H10T, вырезанных из элементов экранной сборки реактора BOR-60, облученной до повреждающих доз, превышающих 50 сна при низкой температуре облучения. Получены новые экспериментальные результаты по набуханию, физико-механическим свойствам и структуре образцов стали X18H10T - материала внутрикорпусных устройств реактора BOR-60 и реакторов ВВЭР. Полученные данные можно использовать для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали X18H10T, необходимой для обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств реактора BOR-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР.

MECHANICAL PROPERTIES AND STRUCTURE OF STEEL X18H10T IRRADIATED IN REACTOR BOR-60 AS BLANKET ASSEMBLY COMPONENTS

V.S. Neustroev, E.I. Makarov, I.Yu. Zhemkov,
V.S. Slezko, I.N. Shagvaliev

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

In any reactor structural materials are operated under aggressive conditions that damage them and worsen their physical and mechanical properties. To provide a reliable operation of the non-replaceable reactor components and reactor itself, data are used generated from experiments on samples irradiation as well as data coming from examinations of real irradiated items and components after their long-term operation in a reactor.

The paper presents results of material tests of steel X18H10T samples cut off from a BOR-60 blanket assembly irradiated up to more than 50dpa at low temperature. New experimental data were generated on swelling, mechanical properties and structure of steel X18H10T samples that is the material of BOR-60 and VVER internals. The generated data can be used to update the database on the radiation resistance of steel X18H10T to justify the lifetime extension of BOR-60 and VVER internals.

РАДИАЦИОННЫЕ ЯВЛЕНИЯ В ОБЛУЧЁННЫХ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЯХ ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков,
Е.И. Макаров, А.В. Обухов

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

При длительной эксплуатации реакторов возникает необходимость в оценке свойств материалов несменяемых элементов и конструкций реактора, изготовленных, как правило, из аустенитных коррозионно-стойких сталей с основой X18H9. Длительная эксплуатация различных конструкций в сложных и агрессивных условиях, подобно продолжительной активной жизни человека, несет в себе не только одну так называемую «болезнь», а несколько связанных в букет «болезней», которые могут ускорить окончание процесса эксплуатации конструкции.

Для оценки состояния материала после длительной эксплуатации необходимо, без сомнения, проводить исследования элементов и конструкций длительное время эксплуатировавшихся при различных температурах в реакторе БОР-60. Однако нельзя обойтись и без специально поставленных экспериментов на образцах различных конструкций с выделением отдельных важных составляющих условий эксплуатации, определяющих то или иное радиационное явление.

Исторически сложилось так, что в материаловедческой «юности» (1960-1970-е годы) в основном ставились оптимизационные эксперименты по выбору наиболее радиационно-стойких материалов для реакторных приложений, а радиационные явления исследовались уже в этих разрабатываемых новых материалах и поэтому негласно всегда ставилась задача сравнения того или иного радиационного явления для разных материалов. Таким образом, были изучены первые закономерности и особенности таких радиационных явлений как радиационное распухание и ползучесть, упрочнение и охрупчивание, изменение микроструктуры и фазовая стабильность. Со временем появились новые задачи, связанные также со сравнительным исследованием образцов и элементов, облученных в течение короткого и длительного времени. Фазовая нестабильность также оказалось важной составляющей ухудшения состояния материалов при длительном облучении, что также потребовало новых исследований. И кроме этих достаточно явных и ясных направлений исследований появились и некоторые другие, например, изучение влияния напряжений различного типа или влияние состояния поверхности образцов на свойства материалов и др.

В представленной работе представлено текущее состояние новых исследований, обращающих внимание, прежде всего, на влияние длительности облучения (влияние скорости набора дозы, влияние поверхности взаимодействия с теплоносителем реактора) на свойства и структуру облученных сталей. Рассматриваются также вопросы взаимосвязи распухания и ползучести, а также

влияние особенностей формирования микроструктуры на физико-механические свойства облученных нейтронами сталей.

IRRADIATION-INDUCED PHENOMENA IN AUSTENITIC STEELS AFTER LONG-TERM IRRADIATION IN REACTOR BOR-60

V.S. Neustroev, S.V. Belozerov, I.Yu. Zhemkov,
E.I. Makarov, A.V. Obukhov

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

As a reactor is being operated for a long period of time, a necessity arises to evaluate the conditions of its non-replaceable components made, mainly, from austenitic corrosion-resistant X18H9-based steels. A long-term operation of various components in aggressive media can be compared to a man's life with a whole bunch of diseases that could cause a close end of lifetime.

To evaluate the state of the material after its long-term operation, examinations of the components operated at different temperatures in reactor BOR-60 are compulsory. However, one cannot do without experiments with samples of different design under the operating conditions affecting one or another irradiation-induced phenomenon.

Historically, in the youth the material testing science (1960s-1970s), there were mainly optimization experiments to select the most irradiation-resistant materials to be used in reactors; as for irradiation-induced phenomena, they were studied as applied to these very materials and there was always an unspoken task to compare one or another irradiation-induced phenomenon for different materials. Thus, we studied the first mechanisms and peculiarities of such phenomena as swelling and creep, hardening and embrittlement, change of microstructure and phase stability. New tasks were set with time related to the comparative examinations of samples and items after both long-term and short-term irradiation. The phase instability appeared to be one more important factor that worsened the state of materials under long-term irradiation that also required further experiments. In addition to these clearly set tasks, some new ones appeared, for instance, to examine the effect of stress or state of sample surface on the material properties, etc.

The paper presents the current state of new experiments aiming, first of all, at the investigation of the effect of long-term irradiation (damage dose accumulation rate, interaction with coolant) on the properties and structure of irradiated steels. The paper also considers issues of a creep-swelling relation as well as the effect of microstructure generation on the physical and mechanical properties of steels under neutron irradiation.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ДЕФОРМИРОВАНИЯ И РАЗРУШЕНИЯ СТАЛИ 08X18H10T

В.Б. Кайдалов¹, Д.А. Лапшин¹, А.М. Брагов², А.Ю. Константинов²

¹ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия

²ФГБОУ ВПО «НИИМ ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия

Одним из нормативных требований в атомной энергетике является обеспечение безопасности транспортных упаковочных контейнеров (ТУК) в условиях постулирования их падения в процессе перегрузочных операций. Задача проектирования сводится к оценке степени повреждения и разгерметизации контейнера и транспортируемых сборок. Для выполнения подобного анализа применяют специализированные программные продукты (ANSYS, LS-DYNA, ABAQUS, AUTODYN и т.д.), позволяющие решать уравнения механики сплошной среды для определения напряженно-деформированного состояния узлов и элементов конструкций в условиях интенсивного динамического нагружения. Степень достоверности результатов численного моделирования процесса взаимодействия ТУК с преградой во многом определяется качеством математических моделей, описывающих поведение материалов. Поскольку указанный процесс является динамическим, определяющие соотношения должны учитывать влияние скорости деформации на радиус поверхности текучести. Кроме того, локальные интенсивные пластические деформации в условиях ударного нагружения приводят к существенному адиабатическому разогреву и разупрочнению материала. В связи с этим при моделировании поведения материала необходимо учитывать влияние температуры на механические характеристики. Настоящая работа посвящена экспериментальному изучению деформирования и разрушения стали 08X18H10T.

Образцы из исследуемого материала испытаны в условиях сжатия и растяжения при различных скоростях деформации и температурах. Получены диаграммы деформирования и предельные характеристики разрушения в диапазоне скоростей деформаций от $0,001 \text{ с}^{-1}$ до 1500 с^{-1} и при температурах от комнатной до $350 \text{ }^{\circ}\text{C}$. Для определения механических свойств стали при статическом нагружении использовались стандартные испытательные машины. Динамические диаграммы деформирования определены с помощью метода Кольского и некоторых его модификаций. Показано, что в исследованном диапазоне скоростное упрочнение материала составляет порядка 12 %, при нагреве до $350 \text{ }^{\circ}\text{C}$ напряжение течения уменьшается на 17%. Относительное сужение при разрыве практически не зависит от скорости деформации и температуры и составляет порядка 75 %. Величина относительного удлинения после разрыва несколько падает с возрастанием температуры и слабо зависит от скорости деформации. На основании полученных данных о поведении исследуемой стали идентифицированы параметры определяющего соотношения Джонсона-Кука. При этом рассматривались различные варианты множителя, учитывающего скоростное упрочнение

материала. Получено хорошее соответствие совокупности экспериментальной информации о поведении стали 08X18H10T с аппроксимациями поверхности текучести в рамках рассмотренных математических моделей.

ТЕРМОМЕХАНИКА АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С УЧЁТОМ ВЫСОКОДОЗНОГО ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ

В.Б. Кайдалов, С.А. Исхаков, А.В. Рябцов

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия

Инициированные облучением радиационное распухание (РР) и радиационная ползучесть (РП) приводят к формоизменению (увеличение длины, поперечных размеров, искривление) сборок в активной зоне реактора и размеров самой зоны. Это может стать причиной контактного взаимодействия сборок, способствовать сокращению и даже перекрытию технологических зазоров между сборками в процессе эксплуатации и затруднить извлечение и прохождение сборок по транспортно-технологическому тракту при перегрузке.

Перемещение топлива, в результате радиального и аксиального увеличения размеров активной зоны и деформации сборок, приводит к нежелательным изменениям эффекта реактивности.

Все эти факторы влияют на безопасность, экономичность и эффективность реакторов на быстрых нейтронах.

В работе представлены результаты расчетно-экспериментального анализа радиационного формоизменения шестигранных чехлов ТВС реактора БН-600.

Расчетный анализ одиночной сборки проведен с помощью аттестованного программного комплекса “ANSYS” с использованием специально разработанных и внедренных в интерфейс программы блоков учета эффектов радиационного распухания и радиационной ползучести, в которых описаны математические модели указанных процессов поведения существующих и перспективных конструкционных материалов в реакторных условиях.

Верификация выполненных расчетов проведена по результатам послереакторных обмеров сборок в “горячей” камере БН-600.

На основании результатов расчетно-экспериментального анализа создана модель сектора активной зоны. С помощью разработанных блоков учета эффектов радиационного формоизменения, проведен расчет свободных изгибов отдельных сборок, а также определены контактные усилия и деформации сборок активной зоны в условиях их силового взаимодействия при стесненном изгибе для работы реактора на номинальной мощности и при перегрузке.

Разработанный подход, моделирование и расчетный код успешно использованы для анализа формоизменения сборок активной зоны реакторов типа БН, как одиночных, так и в составе активной зоны.

ИЗМЕНЕНИЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 С ПОВЫШЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ УРАНА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.В. Строжук, Е.А. Звир, В.А. Жителев, В.С. Поленок, Г.В. Шевляков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Одним из направлений улучшения технико-экономических показателей эксплуатации энергетических реакторов является увеличение загрузки урана в ТВС. Для реакторов ВВЭР-1000 приняты два варианта повышения ураноёмкости: увеличение длины топливного сердечника с сохранением габаритных размеров ТВС и изменение геометрических параметров топливной таблетки (увеличение наружного диаметра и уменьшение диаметра центрального отверстия). В ОАО «ГНЦ НИИАР» были исследованы две ТВС с повышенной загрузкой урана после опытно-промышленной эксплуатации на блоках Калининской и Балаковской АЭС. Основные данные по параметрам эксплуатации и конструкции твэлов этих ТВС представлены в таблице 1.

Таблица 1 - Основные данные по параметрам эксплуатации и конструкции твэла

Параметр	ТВСА-5М	ТВС-2М
Выгорание, МВт·сут/кгU	65,4	46,3
Продолжительность эксплуатации, количество ТК / эфф.сут.	5 / 1568	3 / 1132
АЭС/блок	Калининская/1	Балаковская/1
ОБОЛОЧКА		
Наружный диаметр, мм	9,1	9,1
Внутренний диаметр, мм	7,73	7,73
Толщина оболочки, мм	0,67	0,67
Материал	Э110	Э110
ТОПЛИВНАЯ ТАБЛЕТКА		
Наружный диаметр, мм	7,6	7,6
Внутренний диаметр, мм	1,2	1,2
Длина топливного сердечника, мм	3530	3680

Результаты послереакторных исследований свидетельствуют о том, что изменение диаметра оболочек твэлов с увеличенной загрузкой урана подчиняется тем же закономерностям, что и для твэлов базовой конструкции. Однако вследствие меньшего исходного зазора «топливо-оболочка» появление обратной деформации у них наступает при меньших выгораниях топлива. Если для твэлов базовой конструкции обратная деформация наблюдается при выгораниях топлива 50-55 МВт·сут/кгU, то для твэлов ТВС-2М – при выгораниях 39-42 МВт·сут/кгU (рисунок 1). С ростом выгорания топлива обратная деформация увеличивается. Так для твэлов ТВС-2М при выгорании топлива в диапазоне 48-

49 МВт·сут/кгU она достигает 0,19-0,23%. У твэлов базовой конструкции такая же по величине обратная деформация регистрируется только при выгораниях топлива 60-68 МВт·сут/кгU.

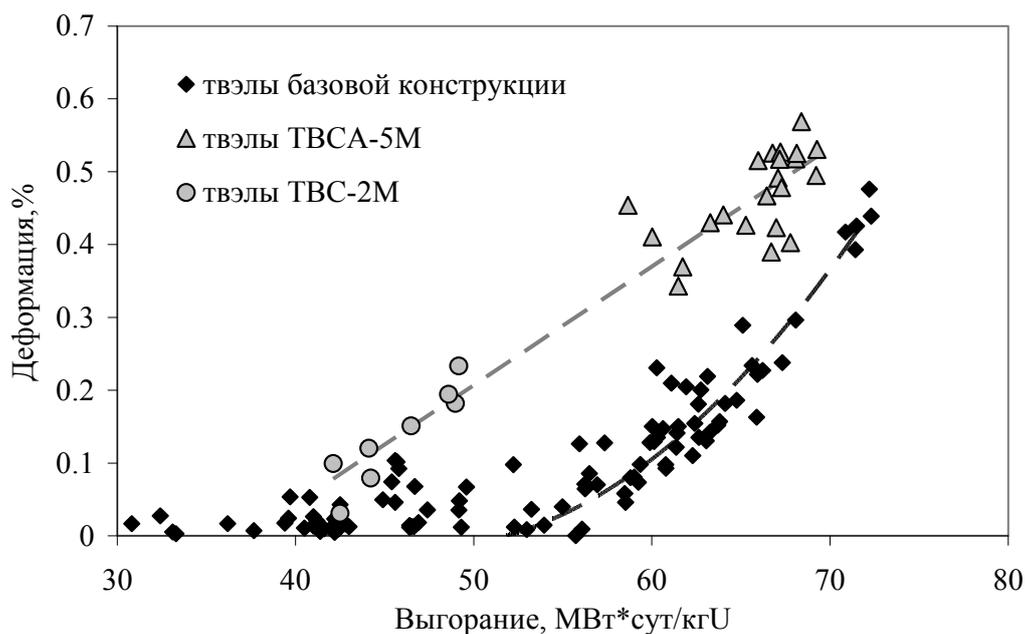


Рисунок 1 – Изменение обратной деформации оболочек твэлов от выгорания топлива

Для твэлов ТВСА-5М, отработавших до выгораний топлива 65-69 МВт·сут/кгU, значение обратной деформации составляет 0,39-0,57%, в то время как для твэлов базовой конструкции – 0,16-0,29% при сравнимых выгораниях топлива.

Высота гофр на твэлах с увеличенным диаметром топливной таблетки (ТВС-2М и ТВСА-5М) практически такая же, как у твэлов базовой конструкции (рисунок 2).

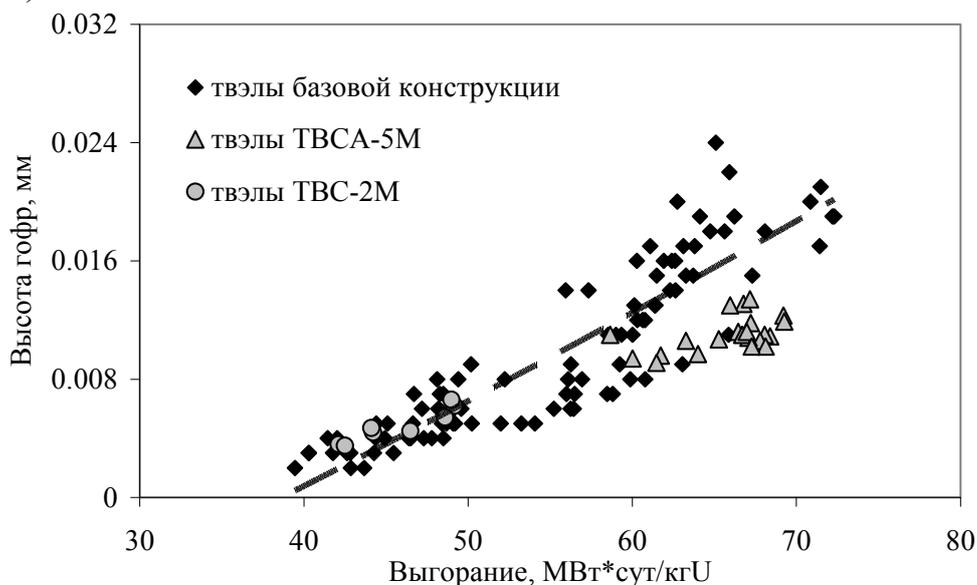


Рисунок 2 – Изменение высоты гофр оболочек твэлов от выгорания топлива

Удлинение твэлов ТВС-2М не отличается от удлинения твэлов базовой конструкции при сравнимых выгораниях топлива (рисунок 3). Это обстоятель-

ство обусловлено тем, что до выгораний топлива ~ 46 МВт·сут/кгU работа твэлов ТВС-2М, также как и твэлов базовой конструкции, протекала по большей части в условиях наличия зазора «топливо-оболочка». Удлинение твэлов ТВСА-5М, отработавшей до выгорания 65 МВт·сут/кгU, в среднем на 6 мм больше, чем у твэлов базовой конструкции при аналогичных выгораниях (рисунок 3). Твэлы ТВСА-5М и твэлы базовой конструкции, используемые для сравнения, отработали в условиях взаимодействия топлива с оболочкой примерно одинаковое время (чуть более 2-х топливных кампаний), но при разных линейных нагрузках. У твэлов ТВСА-5М они были примерно в 2 раза выше, что, возможно, и явилось причиной их повышенного удлинения.

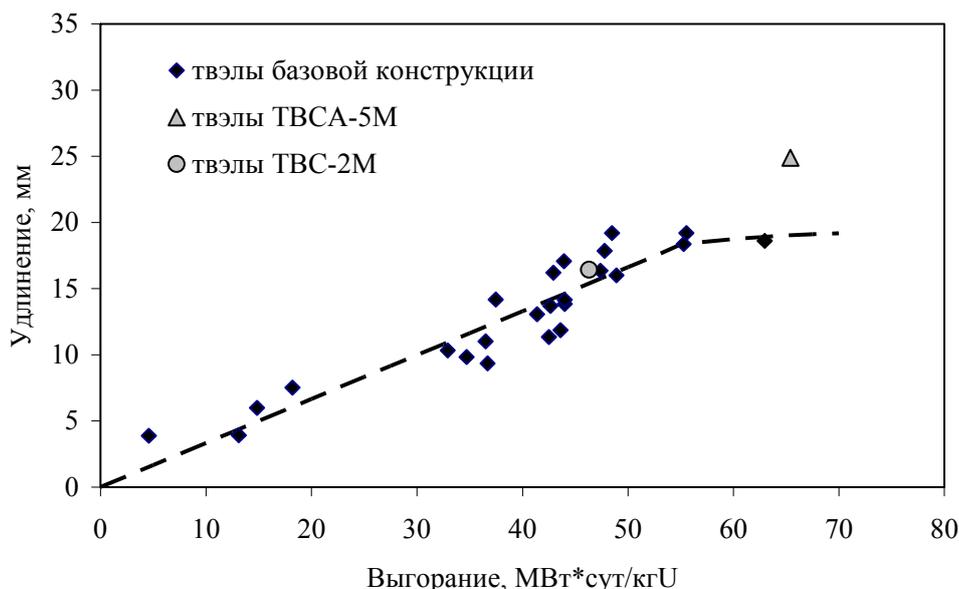


Рисунок 3 – Среднее по ТВС удлинение твэлов от выгорания топлива

CHANGE IN GEOMETRY PARAMETERS OF VVER-1000 FUEL ELEMENTS WITH INCREASED URANIUM LOAD DURING OPERATION

A.V. Stozhuk, E.A. Zvir, V.A. Zhitelev, V.S. Polenok, G.V. Shevlyakov

JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

One of the ways to improve the operational feasibility of the power reactors is to increase the mass of uranium per an FA. Two options are considered for reactors VVER-1000 to increase the uranium mass: to lengthen the fuel meat within the same FA geometry and to change the fuel pellet geometry by increasing the outer diameter and decreasing the central hole diameter. JSC SSC RIAR has investigated two fuel assemblies with higher uranium mass that were operated at the Kalinin and Balakovo NPP Units. Table 1 presents the key parameters of the FA fuel rods design and operation.

Table 1 – Key parameters of the fuel rods design and operation

Parameter	FA TVSA-5M	FA TVS-2M
Burnup, MW·day/kgU	65.4	46.3
Operation duration, No. of FC / eff. days.	5 / 1568	3 / 1132
NPP/Unit	Kalinin /1	Balakovo /1
CLADDING		
OD, mm	9.1	9.1
ID, mm	7.73	7.73
Cladding thickness, mm	0.67	0,67
material	Э110	Э110
FUEL PELLET		
OD, mm	7.6	7.6
ID, mm	1.2	1.2
Fuel meat length, mm	3530	3680

The post-irradiation examination results show that the change in the cladding diameter of fuel rods with an increased U mass goes same way as in the standard fuel rods. However, due to a smaller initial fuel-to-cladding gap, the reverse strain is observed at a lower burnup. While the reverse strain in the standard fuel rods is observed at burnups 50-55 MW·day/kgU, the TVC-2M fuel rods demonstrate it at burnups 39-42 MW·day/kgU (Fig.1). As the burnup rises, the reverse strain becomes higher. Thus, for TVS-2M fuel rods it achieves 0.19-0.23 % at burnups 48-49MW·day/kgU. As for the standard fuel rods, we observe the same reverse strain only at 60-68MW·day/kgU.

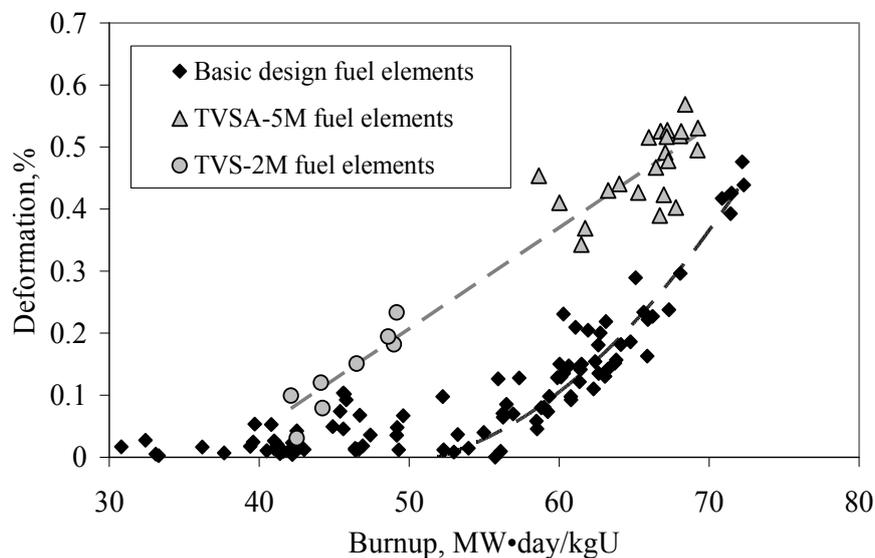


Fig. 1 – Fuel rod reverse strain vs. burnup

For TVSA-5M fuel rods spent up to 65-69 MW·day/kgU, the reverse strain makes up 0.39-0.57 % while it is 0.16-0.29 % in the standard fuel rods at the same burnups.

The height of ridges on the fuel rods with the increased fuel pellet diameter (TVS-2M and TVSA-5M) is nearly the same as on the standard fuel rods (Fig.2).

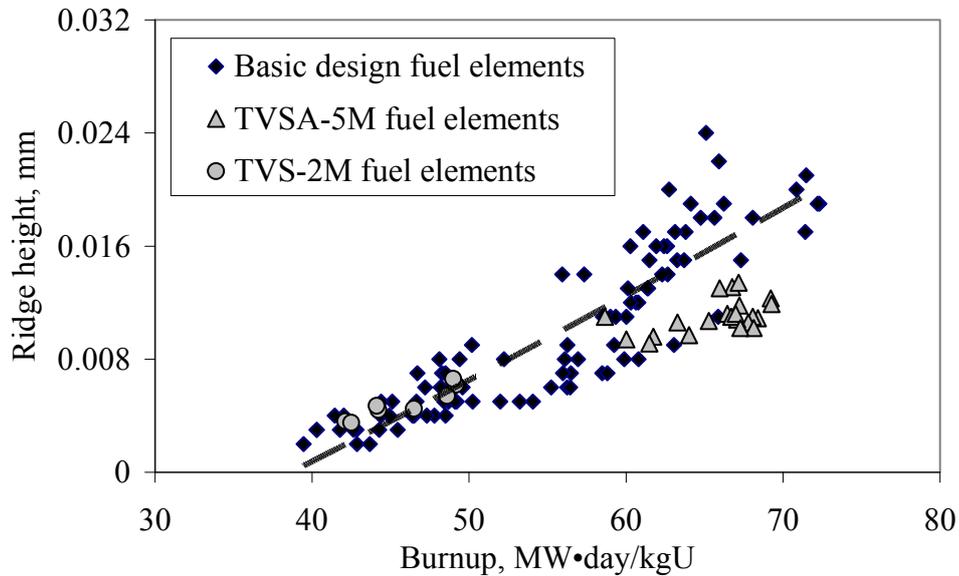


Fig. 2 – Height of cladding ridges vs. burnup

The elongation of the TVS-2M fuel rods does not differ from the one of the standard fuel rods at comparable burnups (Fig.3). This is because the fuel-to cladding gap was observed in both TVS-2M fuel rods and the standard ones up to a burnup of ~ 46 MW·day/kgU. The elongation of the TVSA-5M fuel rods spent up to a burnup of 65 MW·day/kgU is on an average 6mm higher as compared to the standard fuel rods at the same burnups (Fig.3). Both TVSA-5M and standard fuel rods used for reference were operated under the fuel-cladding interaction conditions for nearly the same time (more than 2 campaigns) but at different linear loads. As for TVSA-5M, the linear loads were about twice higher that might cause their increased elongation.

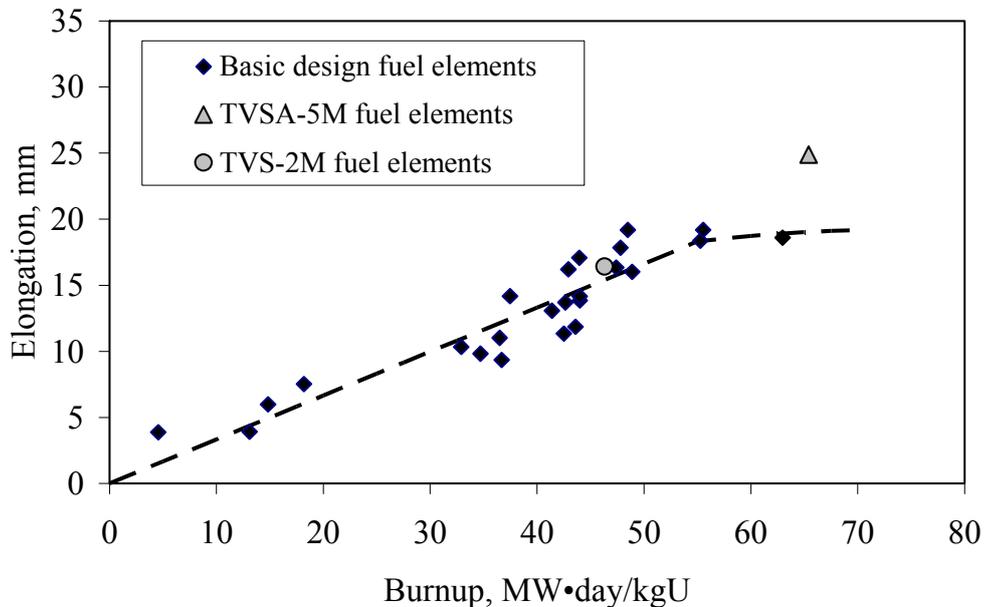


Fig. 3 – Average fuel rod elongation vs. burnup

СВАРКА ИЗДЕЛИЙ ИЗ ПЕРСПЕКТИВНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин,
С.А. Андреев, А.Н. Назаров

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В докладе обобщены результаты исследований по изучению возможности получения качественных сварных соединений при изготовлении ответственных конструкций изделий активных зон исследовательских ядерных реакторов (ИАЗ ИЯР). К таким изделиям относятся радиоизотопные ампулы, экспериментальные тепловыделяющие элементы, экспериментальные образцы и устройства, источники ионизирующих излучений. Для изготовления таких изделий используются материалы перспективные с точки зрения их эксплуатации в условиях реакторного облучения: мало активизируемые сплавы алюминия, титана и циркония, применяемые в конструкциях радиоизотопных облучательных ампул и устройств; дисперсно–упрочненные стали, используемые в твэльных оболочках быстрых реакторов; тугоплавкие металлы и сплавы. Типовые конструкции ИАЗ имеют небольшие геометрические размеры: диаметр от 0,1 мм до 100 мм, длина от 1 мм до 2000 мм, толщина стенки от 0,02 мм до 2 мм.

В работе дана формулировка понятия «малогабаритные изделия» с использованием указанных особенностей и факторов в наибольшей степени влияющих на возможность сварки ИАЗ. Наличие такого понятия позволяет обобщить и конкретизировать методы борьбы с наиболее характерными дефектами: поры, свищи, разупрочнение металла шва и околошовной зоны, нарушение формы сварного шва. Показано, что для получения качественных сварных соединений малогабаритных изделий необходимо регулировать и ограничивать процесс вложения тепла при сварке.

Приведены примеры технологических разработок по сварке изделий, выполненных с учетом указанных особенностей. Показано, что применение импульсной лазерной сварки позволяет избежать возникновения большинства характерных дефектов для сварных соединений малогабаритных изделий из сплавов алюминия, ванадия, порошковых дисперсно-упрочненных сталей. Дано описание разработанного оборудования для лазерной сварки в защитных камерах и боксах и в условиях вакуума (рис. 1).

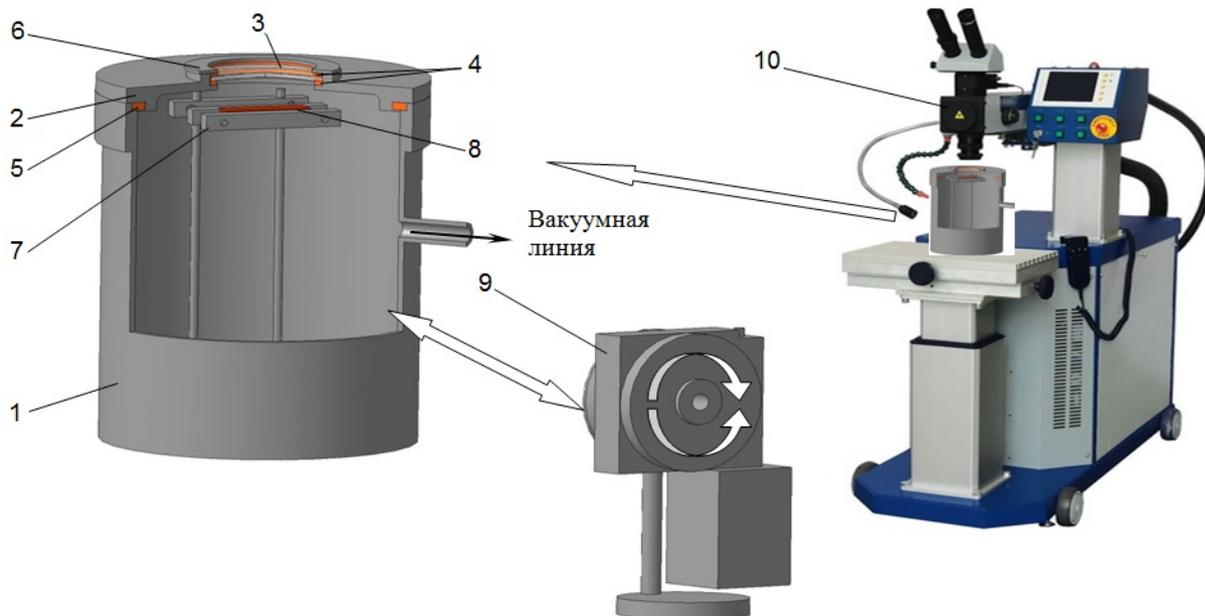


Рис. 1. Комплекс для лазерной сварки в условиях вакуума: 1–корпус вакуумной камеры; 2–крышка; 3–стеклянная проходка; 4, 5–прокладки из вакуумной резины; 6–фиксирующее кольцо; 7–зажимное устройство; 8–образец, 9–вращатель с двухкоординатным позиционированием, 10–установка лазерной сварки LRS-150A

Результаты работ по сварке оболочек экспериментальных твэлов РУ БОР-60 из дисперсно-упрочненных сталей показали возможность реализации принципа ограничения времени теплового воздействия при применении аргонодуговой сварки методом оплавления торца. Проведенные механические и реакторные испытания подтвердили высокое качество и эксплуатационную надежность сварных изделий, выполненных с использованием указанных способов сварки.

WELDING OF ITEMS MADE FROM ADVANCED STRUCTURAL MATERIALS INTENDED FOR NUCLEAR REACTORS

E.M. Tabakin, Yu.V. Ivanovich, A.S. Nazarov,
A.V. Kaplin, S.A. Andreev

JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

The paper summarizes the investigation results on high-quality welded joints when fabricating nuclear research reactors core components, such as radioisotope capsules, experimental fuel elements, experimental samples and rigs, ionizing sources. To fabricate the above items, materials are used promising from the viewpoint of their operation under reactor irradiation: low-activated alloys of aluminum, titanium and zirconium (for radioisotope capsules and devices); dispersed-strengthened steels (for fast reactor claddings); refractory metals and alloys. Typical core components have small

dimensions: from 0.1mm to 100mm in diameter, from 1mm to 2000m in length and from 0.02mm to 2mm in wall thickness.

The paper gives the notion of “small-size” items as well as the peculiarities and factors having the most effect on the core components welding. This notion allows us to summarize and specify the methods helping to avoid such typical defects as voids, wormholes, softening of weld metal and welded joint deformation. To have high-quality welded joints on small-size items, we need to control and limit the heat effect during welding.

The paper presents examples of the welding procedures accounting the above peculiarities. The pulse welding helps to avoid the majority of typical defects in welded joints of small-size items made of aluminum, vanadium and powder dispersed-strengthened steels. The paper describes the equipment developed for laser welding in hot cells and shielded boxes in vacuum (Fig.1).

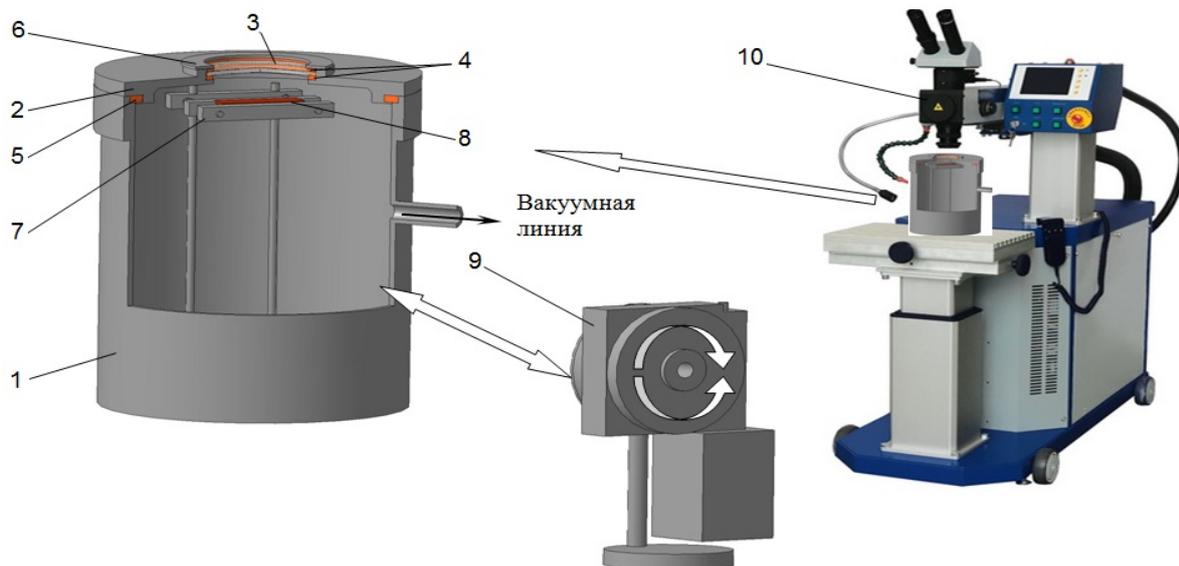


Fig. 1. Equipment for laser welding in vacuum: 1–vacuum chamber body; 2–cover; 3–glass; 4, 5–vacuum rubber gaskets; 6–stopper ring; 7–clamp; 8–sample, 9–two-coordinate positioning rotator, 10–laser welding device LRS-150A

Results on welding of BOR-60 experimental fuel pins claddings made of dispersed-strengthened steel show it possible to limit the heat effect when using argon-arc welding. The reactor and mechanical tests confirmed the high quality and reliable performance of the welded items.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

В.В. Александров¹, К.В. Борисов¹, И.В. Кудрина¹,
А.А. Шельдяков¹, В.Ю. Шишин¹,
Г.В. Кулаков², А.В. Коновалов²,
М.М. Перегуд², А.В. Никулина²

¹ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

²ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

В качестве материала оболочек твэлов активных зон плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности предполагается использовать циркониевые сплавы, которые должны обеспечить длительное время работы на мощности в условиях аммиачного водно-химического режима. Кроме того, значительную часть времени твэлы работают при наличии поверхностного кипения теплоносителя.

Работоспособность твэлов с оболочками из циркониевого сплава Э110 в указанных условиях ограничена в связи с развитием с течением времени язвенной (нодульной) коррозии оболочек из этого сплава под облучением [1].

Один из возможных путей повышения коррозионной стойкости сплава Э110 – дополнительное легирование сплава. В ОАО «ВНИИНМ» разрабатывается модифицированный сплав Э110М с увеличенным содержанием железа и кислорода. Эта модификация направлена на повышение стойкости сплава Э110 к язвенной коррозии и/или увеличение инкубационного периода ее зарождения.

Другой путь борьбы с язвенной коррозией – использование сложнолегированных циркониевых сплавов типа Э635. Основным преимуществом сплава Э635 перед сплавом Э110 является отсутствие язвенной коррозии оболочек во всех условиях испытаний. Сплав малочувствителен к водно-химическому режиму теплоносителя и содержанию в нем кислорода. Его применение перспективно для активных зон с повышенными ресурсными характеристиками.

В то же время, равномерная коррозия оболочек из сплава Э635 выше, чем у оболочек из сплава Э110, наблюдается повышенное (по сравнению со сплавом Э110) гидрирование оболочек из сплава Э635, что в определенных условиях может вызвать снижение пластических характеристик [2]. С целью улучшения эксплуатационных характеристик сплава Э635 путем его модификации в ОАО «ВНИИНМ» разработаны циркониевые сплавы Э635М и Э635опт [3]. Сплавы отличаются от сплава Э635 более низким содержанием олова, оптимизировано соотношение железа и ниобия.

Предполагается, что модифицированные сплавы должны сохранить положительные свойства сплава Э635 (отсутствие язвенной коррозии во всех условиях испытаний, отсутствие чувствительности к водно-химическому режиму теплоносителя и содержанию в нем кислорода) и, в то же время, пре-

восходить его по стойкости к равномерной коррозии и гидрированию, а также пластическим характеристикам.

В ОАО «ВНИИНМ» был изготовлен комплект укороченных твэлов с оболочками из циркониевых сплавов Э110, Э110М (3 варианта), Э635, Э635М (опытный вариант), Э635опт для сравнительных испытаний в реакторе МИР в составе облучательного устройства «Гирлянда».

Реакторные испытания проводились в условиях аммиачного водно-химического режима. Длительность испытаний твэлов при работе реактора на мощности составила 22970 часов, общее время испытаний – 48940 часов. Расчетное значение флюенса быстрых нейтронов ($E > 0,1$ МэВ) составило $6,0 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$. Расчетное значение максимального накопления осколков деления в твэлах составило $\sim 0,60 \text{ г/см}^3$.

В ходе послереакторных исследований оценивалось состояние твэлов, изучались их размерная стабильность и коррозионное повреждение, распределение продуктов деления по длине твэлов, структура изделий и материалов. Результаты исследований будут приведены в докладе.

Список использованных источников

1 Г.В. Кулаков, А.В. Ватулин, С.А. Ершов, Ю.В. Коновалов, А.В. Морозов, В.И. Сорокин, В.В. Федотов, А.Е. Новоселов, В.А. Овчинников, В.Ю. Шишин. Разработка твэлов плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности. ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы, выпуск 1 (72), стр. 14-25, Москва, 2012.

2 А.В. Ватулин, И.Н. Волкова, А.Е. Новоселов. Коррозия сплава Э635 в активной зоне атомного ледокола. Атомная энергия, т. 111, вып. 4, октябрь 2011 г., с. 235-237.

3 Никулина А.В. Циркониевые сплавы в атомной энергетике. Металловедение и термическая обработка металлов, № 11, 2004, с. 11.

RESULTS OF EXAMINATIONS OF ADVANCED FUEL ELEMENTS WITH MODIFIED ZIRCONIUM ALLOYS CLADDINGS

V.V. Alexandrov¹, K.V. Borisov¹, I.V. Kudrina¹,
A.A. Sheldyakov¹, V.Yu. Shishin¹,
G.V. Kulakov², A.V. Konovalov², M.M. Peregud², A.V. Nikulina²

¹JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

²JSC "VNIINM", Moscow, Russia

It is anticipated that zirconium alloys will be used as a cladding material of fuel elements in the cores of floating power units (FPU) and nuclear low power plants (NLPP). Zirconium alloys must provide a long-term period of power operation under the conditions of ammonia water chemistry. Besides, for a significant time period the fuel elements operate in the presence of the coolant surface boiling.

Performance of the fuel elements with the zirconium alloy E110 claddings under the specified conditions is limited due to the development of pit (nodular) corrosion of the claddings made of this alloy under irradiation [1].

One of the possible ways to increase corrosion resistance of alloy E110 is its additional alloying. JSC "VNIINM" develops a modified alloy E110M with the increased content of iron and oxygen. This modification is designed for the increase of resistance of alloy E110 to pit corrosion and/or increase of the incubation period of its initiation.

Another way to prevent pit corrosion is to use complex alloyed zirconium alloys of the E635 type. The main advantage of alloy E635 over alloy E110 is the absence of pit corrosion of the claddings under all test conditions. The alloy is insensitive to water chemistry of the coolant and oxygen content in it. Its application is perspective for the cores with the increased lifetime characteristics.

At the same time, uniform corrosion of the alloy E635 claddings is higher than for the alloy E110 claddings. Increased hydrogenation of the alloy E635 claddings is observed (as compared to alloy E110) that under certain conditions can cause decrease in plastic characteristics [2]. To improve operational characteristics of alloy E635 by its modification, JSC "VNIINM" develops zirconium alloys E635M and E635opt [3]. These alloys differ from alloy E635 in lower content of tin. The iron-to-niobium ratio is optimized.

It is anticipated that the modified alloys must retain positive properties of alloy E635 (absence of pit corrosion under all test conditions, no sensitivity to water chemistry of the coolant and oxygen content in it) and, at the same time, rank over it in resistance to uniform corrosion and hydrogenation, as well as in plastic characteristics.

JSC "VNIINM" fabricated a set of shortened fuel elements with the claddings of zirconium alloys E110, E110M (3 options), E635, E635M (pilot option), E635opt to perform comparative tests in the MIR reactor as a part of the "Girlyanda" irradiation device.

Irradiation tests were performed under the ammonia water chemistry conditions. Tests of the fuel elements during the reactor power operation lasted 22970 hours, total time of the tests was 48940 hours. The calculated value of the fast neutron fluence ($E > 0,1 \text{ MeV}$) made up $6,0 \cdot 10^{25} \text{ m}^{-2}$. The calculated value of the maximum accumulation of fission fragments in the fuel elements made up $\sim 0,60 \text{ g/cm}^3$.

During the post-irradiation examinations, a state of the fuel elements was evaluated, their dimensional stability and corrosion damage, distribution of fission products along the length of the fuel elements, structure of products and materials were examined. The examination results will be presented in the paper.

REFERENCES

1 G.V. Kulakov, A.V. Vatulin, S.A. Ershov, Yu.V. Konovalov, A.V. Morozov, V.I. Sorokin, V.V. Fedotov, A.E. Novoselov, V.A. Ovchinnikov, V.Yu. Shishin. Development of Fuel Elements for Floating Power Units and Nuclear Low Power Plants. VANT. Series: Material Science and New Materials, Issue 1 (72), p. 14-25, Moscow, 2012.

2 A.V. Vatulin, I.N. Volkova, A.E. Novoselov. Corrosion of Alloy E635 in the Core of the Nuclear Ice Breaker. Atomnaya Energiya, Vol. 111, Issue 4, October 2011, p. 235-237.

3 Nikulina A.V. Zirconium Alloys in Nuclear Power Engineering. Metal Science and Heat Treatment of Metals, #11, 2004, p. 11.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ОБОЛОЧЕЧНЫХ СТАЛЕЙ С ЖИДКИМ ТЕЛЛУРОМ

И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Коррозия стальных оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в результате физико-химического взаимодействия с продуктами деления ядерного топлива является важным фактором, влияющим на работоспособность твэлов. Коррозия снижает конструктивную прочность оболочки твэла, что повышает вероятность разгерметизации твэла во время его облучения. В частности, образование в топливе быстрых реакторов при облучении такого продукта деления как теллур, который при рабочих температурах на внутренней поверхности оболочки более 450°C становится жидким, может привести к разрушению внутренней поверхности оболочки твэла в результате взаимодействия с материалом оболочки.

В данной работе представлены результаты по физико-химическому взаимодействию жидкого теллура со сталями аустенитного (ЧС-68) и феррито-мартенситного (ЭК-181) классов. Для проведения испытаний использовалось устройство в виде кварцевой ампулы, в которую перед герметизацией загружа-

лись кольцевые образцы и химический реагент, как показано на рисунке 1. Учитывая высокую скорость коррозии сталей в жидком теллуре [1], ампулы выдерживались в печи в течение 1 часа при температурах от 500 °С до 700 °С. Поскольку модельные коррозионные испытания проводились применительно к нитриднему топливу, то для поддержания низкого кислородного потенциала использовался геттер в виде порошка циркония.

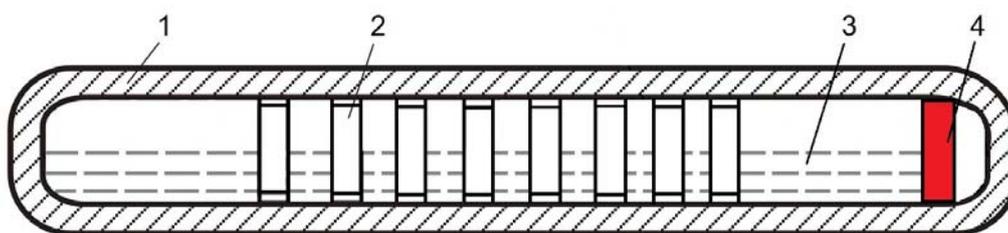


Рисунок 1 – Схема устройства для коррозионных испытаний, где: 1 – кварцевая ампула; 2 – кольцевой образец; 3 – химический реагент (Te); 4 – кислородный геттер (Zr)

После проведения коррозионных испытаний кольцевые образцы были исследованы с помощью оптического инвертированного микроскопа Axiovert 200 M MAT и с помощью сканирующего электронного микроскопа Philips XL 30 ESEM-TMP, оснащенного спектрометрами волновой и энергетической дисперсии. В результате были получены оптические и электронные изображения микроструктуры образцов при различных увеличениях, построены карты распределения основных элементов сталей и теллура, получены результаты по количественному элементному анализу фаз взаимодействия.

На рисунке 2 представлены изображения зон максимального взаимодействия образцов из сталей ЧС-68 и ЭК-181 с жидким теллуром после коррозионных испытаний при температуре 700°С.

Электронно-микроскопические изображения и карты распределения основных элементов стали и теллура в зоне максимального контакта с теллуром после коррозионных испытаний при температуре 700°С приведены для стали ЧС-68 на рисунке 3, а для стали ЭК-181 – на рисунке 4.

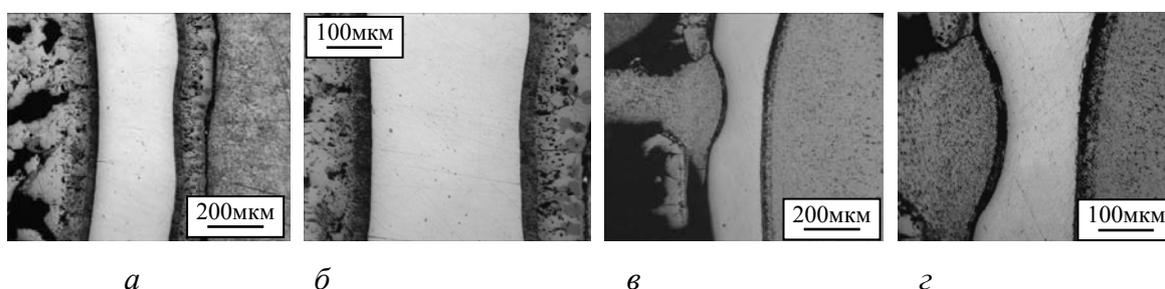


Рисунок 2 – Основные результаты металлографического анализа образцов из сталей ЧС-68 (а, б) и ЭК-181 (в, г) после коррозионных испытаний в среде жидкого теллура

В результате взаимодействия жидкого теллура с аустенитной сталью ЧС-68 при 700°С, на поверхности образца образуется несколько однородных фаз с

разным содержанием компонентов стали (рисунок 3). Для этих фаз характерна слоистая структура с повышенным содержанием хрома (по мере удаления от оболочки) и повышенным, по сравнению с оболочкой, содержанием молибдена.

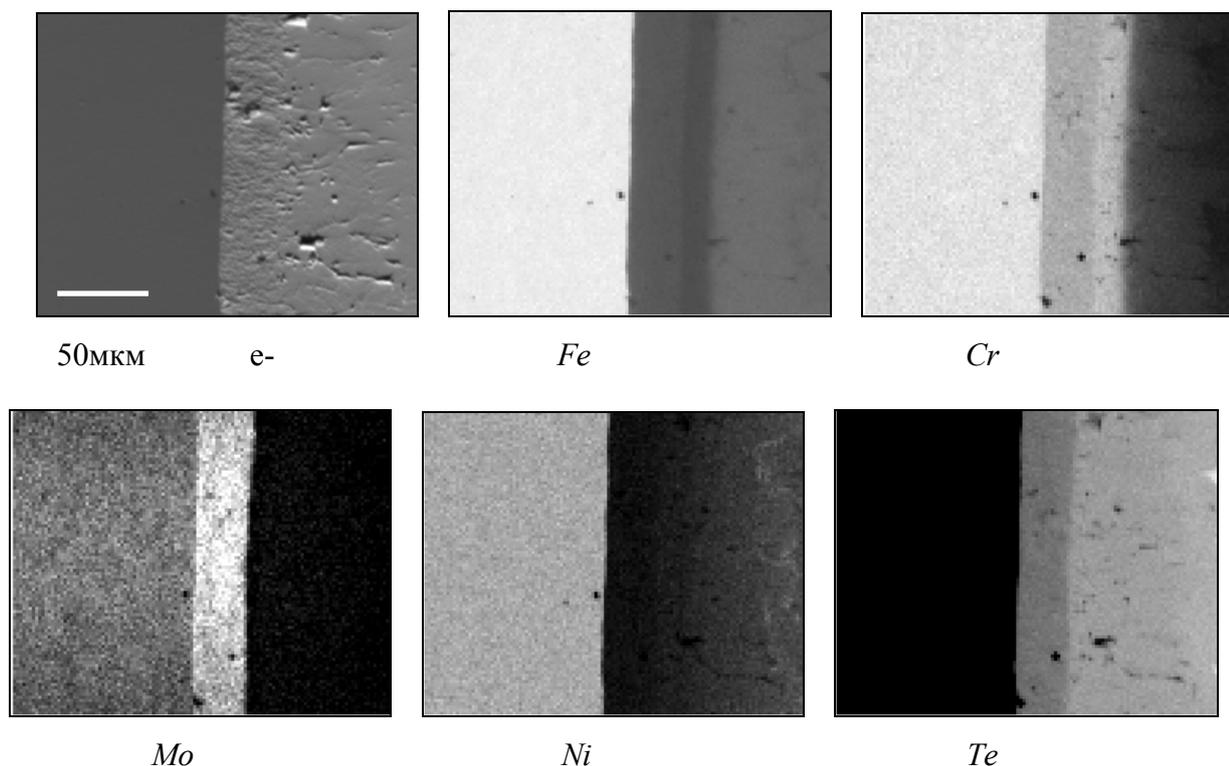


Рисунок 3 – Электронно-микроскопическое изображение и карты распределения основных элементов и химического реагента в области взаимодействия образца из стали ЧС-68 с жидким теллуром

Максимальное взаимодействие с жидким теллуром было обнаружено для образца из феррито-мартенситной стали ЭК-181 (рисунок 4). Механизм данного взаимодействия имеет смешанный вид: коррозия проходит как по поверхности образца, вследствие чего он утоняется, так и по границам зерен, в результате чего в материале происходит обеднение границ зерен по хромю и обогащение поверхностного слоя образца по тому же хромю.

Проанализировав все полученные в работе результаты можно сделать несколько выводов:

- при коррозионных испытаниях в жидком теллуре наиболее стойкой оказалась сталь аустенитного класса ЧС-68 (максимальное утонение на 100 мкм) по сравнению с феррито-мартенситной ЭК-181 (максимальное утонение на 250 мкм);

- продукты взаимодействия аустенитной стали ЧС-68 с жидким теллуром характеризуются наличием зон, по элементному составу близких к фазе МТе, где М – железо, хром и другие компоненты стали;

- отличительной чертой феррито-мартенситной стали ЭК-181 при взаимодействии с жидким теллуром было образование зеренной структуры с обеднением границ зерен по хромю в основном материале.

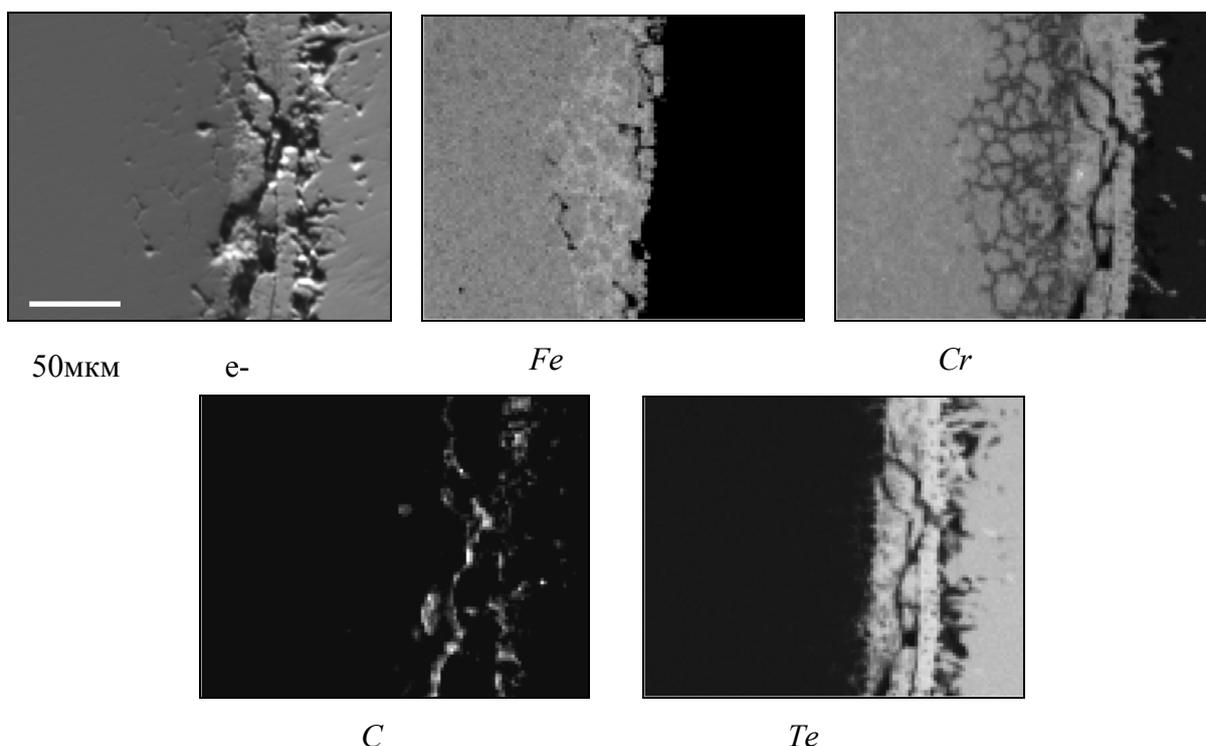


Рисунок 4 – Карты распределения основных элементов в области взаимодействия образца из стали ЧС-68 с жидким теллуром после коррозионных испытаний

Список литературы

1. Крюков Ф.Н., Шамардин В.К., Гончаренко Ю.Д. Физико-химическое взаимодействие нержавеющей сталей с теллуром: Препринт НИИАР, 3(786). М.: ЦНИИАтоминформ, 1990.

INVESTIGATION OF CLADDING STEELS INTERACTION WITH LIQUID TELLURIUM

I.F. Gilmutdinov, F.N. Kriukov,
S.V. Kuzmin, O.N. Nikitin

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Corrosion of steel claddings of fuel elements in fast neutron reactors resulting from physical-chemical interaction with nuclear fuel fission products is an important factor influencing fuel elements performance. Corrosion reduces structural strength of a fuel cladding that increases a possibility of a fuel element failure during irradiation. Specifically, formation of such fission product as tellurium in fast reactor fuel during irradiation can lead to a failure of the fuel cladding inner surface as a result of interaction with a cladding material. Tellurium becomes liquid at working temperatures exceeding 450°C on the cladding inner surface.

This paper presents the results on the physical-chemical interaction of liquid tellurium with austenitic (ChS-68) and ferritic-martensitic (EK-181) steels. To perform tests, we used a quartz capsule into which annular samples and chemical agent were loaded before its sealing, as seen in figure 1. Taking into account a high rate of steel corrosion in liquid tellurium [1], capsules were held in the furnace for an hour at temperatures from 500 °C to 700 °C. Since the model corrosion tests were carried out with reference to nitride fuel, a getter in the form of zirconium powder was used to maintain low oxygen potential.

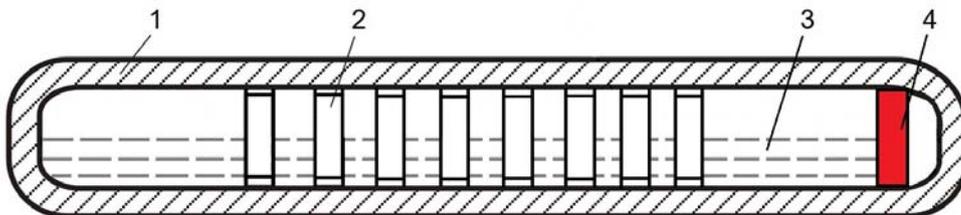


Figure 1 – Corrosion testing device: 1 – quartz capsule; 2 – annular sample; 3 – chemical agent (Te); 4 – oxygen getter (Zr)

After the corrosion tests, the annular samples were examined using optical inverted microscope Axiovert 200 M MAT and SEM Philips XL 30 ESEM-TMP equipped with wavelength and energy dispersive spectrometers. Optical and electronic images of the samples microstructure at various magnifications were obtained, distribution maps of the basic steel and tellurium elements were plotted, results on the quantitative elemental analysis of the interaction phases were obtained.

Figure 2 shows the images of the areas with the maximum interaction of the ChS-68 and EK-181 steel samples with liquid tellurium after corrosion tests at 700°C.

SEM images and distribution maps for the basic steel and tellurium elements in the area of a maximal contact with Te after the corrosion tests at 700°C are given for steel ChS-68 in figure 3 and for steel EK-181 – in figure 4.

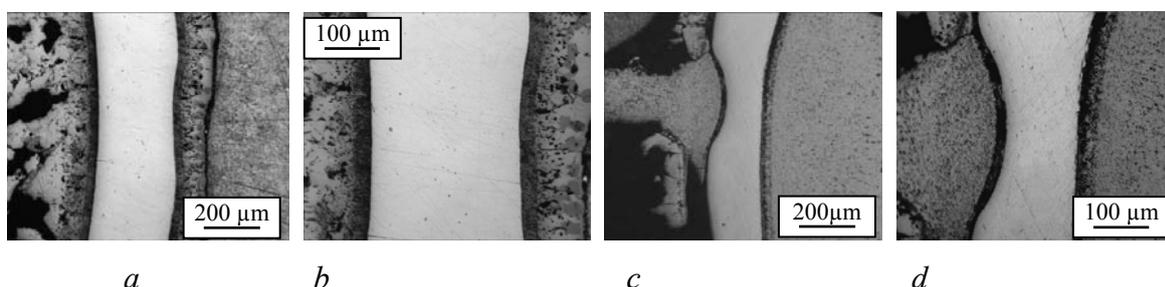


Figure 2 – Basic results of metallographic analysis for the samples of steels ChS-68 (*a, b*) and E-181 (*c, d*) after corrosion test in liquid tellurium

As a result of liquid tellurium interaction with austenitic steel ChS-68 at 700°C, some homogeneous phases with a various content of steel components are formed on the samples surface (figure 3). For these phases, a layer-like structure with an in-

creased content of chromium (as it moves away from the cladding) and molybdenum, as compared to the cladding, is typical.

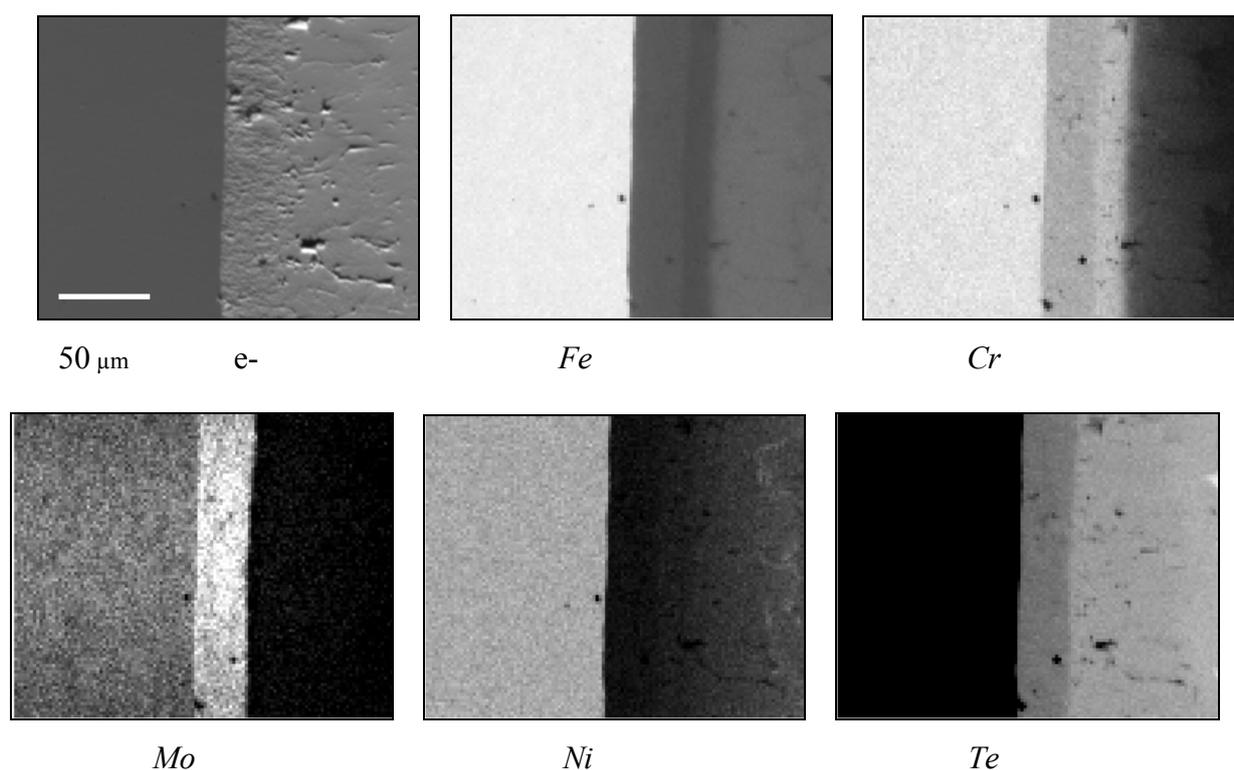


Figure 3 – SEM images and distribution maps of the basic elements and chemical agent in the area of the ChS-68 steel sample interaction with liquid tellurium

Maximum interaction with liquid tellurium was observed for the FM steel EK-181 sample (figure 4). Mechanism of this interaction is of a mixed type: corrosion occurs both on the sample surface, as a result of which it becomes thinner, and along the grain boundaries as a result of which the grain boundaries get depleted in chromium, while a surface layer of the sample gets enriched in chromium.

Analysis of the work results obtained brought us to the following conclusions:

- austenitic steel ChS-68 (maximal thinning by 100 μm) turned out to be the most tolerant under the corrosion tests in liquid tellurium, as compared to FM steel EK-181 (maximal thinning by 250 μm);

- products of interaction between austenitic steel ChS-68 and liquid tellurium are characterized by the presence of areas that in their elemental composition are close to an MTe phase, where M – iron, chromium and other steel components;

- a distinctive feature of FM steel EK-181 at the interaction with liquid tellurium was formation of the grain structure with the grain boundaries depleted in chromium in the bulk material.

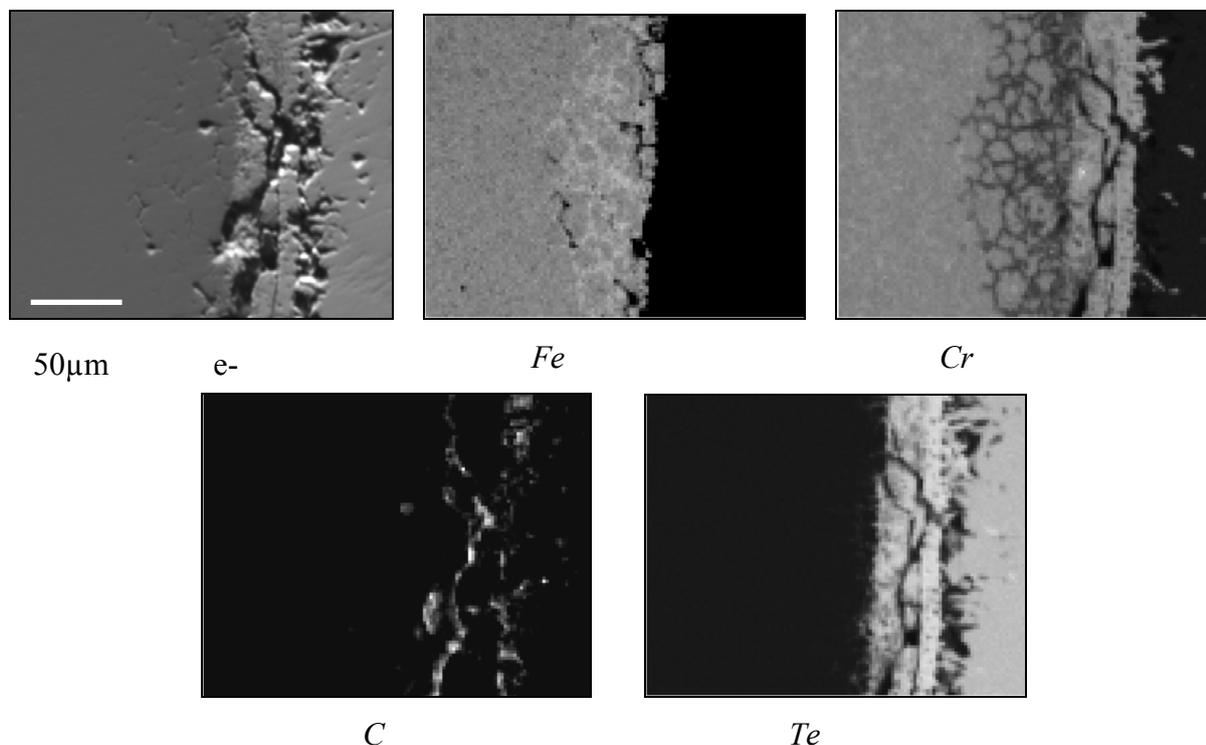


Figure 4 – Distribution maps of the basic elements in the area of the steel ChS-68 sample interaction with liquid tellurium after corrosion tests

REFERENCES

1. Kriukov F.N., Shamardin V.K., Goncharenko Yu.D. Physical-Chemical Interaction of Stainless Steels with Tellurium: RIAR Pre-print, 3(786). M.: TSNIIatominform, 1990.

ПРОФИЛИРОВАННЫЕ МОНОКРИСТАЛЛЫ ЛЕЙКОСАПФИРА – НОВЫЙ ПЕРСПЕКТИВНЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Выбыванец, Д.Я. Кравецкий,
С.А. Конарев, Д.Л. Цецхладзе

ФГУП «НИИ НПО «Луч»», г. Подольск, Россия

Постоянно увеличивающийся интерес к лейкосапфиру обусловлен тем, что он обладает набором уникальных качеств и может удовлетворять высоким требованиям, предъявляемым одновременно к большой группе его свойств. Высокая оптическая однородность и прозрачность в широком диапазоне длин волн, слабое светорассеяние, малые остаточные напряжения, радиационная стойкость сочетаются с хорошими механическими, термическими и диэлектрическими свойствами, обеспечивающими работу сапфировых изделий в условиях высоких температур и давлений, в контакте с агрессивными средами, что обуславливает

применение лейкосапфира в уникальных приборах и устройствах, в спецтехнике. Получение лейкосапфира в виде заданных форм, профилей делает его ещё более востребованным.

Основы процесса

Профилированные кристаллы лейкосапфира (сапфира, корунда) получают способом Степанова, основанным на использовании капиллярных эффектов: на торце смачиваемого расплавом окиси алюминия формообразователя создается жидкий столбик заданной конфигурации, из которого выращивают сапфировые изделия с поперечным сечением, соответствующим геометрии торца формообразователя. Процесс выполняется при прецизионном поддержании заданного температурного режима и скорости технологических перемещений, в отсутствие толчков и вибраций в зоне кристаллизации, с постоянным контролем всех параметров выращивания.

Сапфировые изделия

В настоящее время разработана технология и налажено промышленное производство сапфировых труб круглого, овального, прямоугольного, треугольного и другой формы сечений; монокристаллических пластин различного поперечного сечения; стержней сплошных и с продольными каналами; спиральных труб произвольного сечения; изделий переменного по длине сечения: труб изменяемого диаметра, с поперечными перемычками, с замкнутыми концами (тигли, колпачки, лодочки, ампулы). Сапфировые изделия получают без механической обработки - непосредственным выращиванием из расплава с применением различных формообразующих устройств и соответствующих температурных режимов и технологических перемещений. Размеры изделий: сечение в пределах окружности диаметром 60 мм, длина до 700 мм, толщина стенок труб от 0,5 до 10 мм, минимальный внутренний диаметр отверстий 1,0 мм. Ширина пластин до 100 мм, толщина до 10 мм, длина до 700 мм.

Из выращенных сапфировых кристаллов алмазной обработкой (шлифовкой и полировкой) получены изделия различной конфигурации с точностью размеров до 0,02 мм и чистотой поверхности $Rz = 0,63 - 0,05$ мкм.

Профилированный сапфир по всем важнейшим параметрам превосходит керамику при близкой к ней стоимости. Применение его вместо керамики, стекла или кварца во многих устройствах существенно повышает их эксплуатационные характеристики. В ряде случаев профилированный сапфир является единственным материалом, позволяющим создавать на его основе новые высокоэффективные приборы и устройства.

Технические характеристики сапфира

Содержание Al ₂ O ₃ , %	99,99
Температура, °С:	
плавления	2054
рабочая	2000
Плотность, г/см ³	3,97
Твердость по Моосу	9,0
Прочность, МПа:	
на сжатие	2450
на растяжение	990
Коэффициент трения по стали	0,15
Оптическая прозрачность интегральная, %	95
Диапазон пропускания длин волн света при коэффициенте пропускания 0,8, мкм	0,2 - 5,0
Теплопроводность, кал/см·с·°С	0,09
Коэффициент термического расширения, 1/°С	5·10 ⁻⁶
Удельное электрическое сопротивление, Ом·см	10 ¹⁶
Диэлектрическая проницаемость	10,0
Электрическая прочность на пробой, В/см	4·10 ⁵
Радиационное распухание при 650°С, флюенсе 10 ²¹ н/см ² и E _n >1 МэВ, %	1,0

Области применения

Наиболее эффективно профилированный сапфир применяется в качестве оптического, высокотемпературного, электроизоляционного, вакуумноплотного, износостойкого, твердого, химически и радиационностойкого конструкционного материала во многих отраслях промышленности и науки. Чаще всего профилированный сапфир применяется в экстремальных условиях работы, когда возможности других традиционных материалов уже исчерпаны.

Атомная энергетика

В исследовательских реакторах и ядерных энергетических установках при высокой температуре, в условиях радиационно и химически активных сред, используются конструкционные элементы и металлокерамические узлы из лейкосапфира.

- Металлокерамические электроизоляционные вакуумноплотные узлы электроустановок с применением сапфира, способные работать в условиях вы-

соких механических нагрузок, имеют в несколько раз большую стойкость, чем узлы с керамическими изоляторами.

- В дозиметрии на основе легированного профилированного сапфира созданы (совместно с основным разработчиком - УПИ, г. Екатеринбург) детекторы ионизирующих излучений с более высокой чувствительностью, термической и химической стойкостью, широким диапазоном измеряемого уровня излучения, для

контроля с большой точностью индивидуальной дозы облучения персонала, а также для мониторинга радиационного загрязнения окружающей среды и территории АЭС.

Другие отрасли

- Окна для высокотемпературной оптики и окна, работающие в агрессивных средах при высоком давлении (окна анализаторов, смотровые окна высокотемпературных печей, реакторы высокого давления).

- Сапфировые трубы с герметизируемыми торцами могут использоваться для создания электропечей на температуру до 2000°C с окислительной или другой химически активной средой. Сапфировые светопроводы, термопарные колпачки и 1, 2-х и 4-х канальная “соломка” позволяют повысить точность и уровень измеряемой температуры, уменьшить инерционность терморегуляторов.

- Износостойкие механические элементы оборудования: сапфировые опоры и подшипники скольжения, в том числе для работы без смазки, наконечники измерительного инструмента.

Этим не ограничиваются возможные области использования профилированного сапфира – это машино- и приборостроение, лазерная техника, химия и металлургия активных веществ, медицина. Экономический эффект от его использования обусловлен сокращением отходов, трудозатрат и расхода алмазного инструмента при механической обработке, а также получением крупно- и мелкогабаритных деталей, в том числе сложной формы, недоступных другим методам изготовления.

PROFILED SINGLE CRYSTALS OF LEUCOSAPHIRE IS NEW ADVANCED MATERIAL FOR NUCLEAR POWER ENGINEERING

V.V. Vybyvanets, D.Ya. Kravetsky,
S.A. Konarev, D.L. Tsetskhladze

FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia

Constantly increasing interest to leucosapphire is caused by the fact that it has a set of unique qualities and can meet the high requirements made to a large group of its properties at the same time. High optical uniformity and transparency in a wide range of wave lengths, faint light scattering, small residual stresses, and radiation resistance combine with the good mechanical, thermal and dielectric properties providing sapphire products operation in the condition of high temperatures and pressures, in contact with corrosive media, that causes leucosapphire application in unique devices and apparatus, and in special equipment. Production of leucosapphire in the set shapes and profiles makes it much more needed.

Fundamentals of Process

Profiled leucosapphire crystals (sapphire, corundum) are produced by the Stepanov method based on using capillary phenomena: on the butt face of the special former wetted with aluminum oxide melt a liquid column of a predetermined configuration is formed, from which sapphire products with a cross-section corresponding to the former butt geometry, are grown. The process is performed at precision maintenance of a preset temperature regime and technological relocations rate, free of jerks and vibrations in a crystallization zone, and with regular monitoring of all the growth parameters.

Sapphire Products

At present a production technology has been developed and commercial production of the following products has been established: sapphire tubes of round, oval, rectangular, triangular and other form of cross-sections; single crystal wafers of various cross-sections; solid rods and rods with longitudinal channels; spiral pipes of any cross-sections; products of cross-section variable in length: tubes with a changeable diameter, with cross bulkheads, with closed ends (crucibles, caps, boats, ampoules). Sapphire products are made without machining, by direct growing from melt using various form-building devices and appropriate temperature regimes and technological relocations. Dimensions of the products are the following: sections within a circle of 60 mm in diameter, length up to 700 mm, tubes walls thickness from 0.5 to 10 mm, minimal inner diameters of holes of 1.0 mm. The wafers width is up to 100 mm, thickness up to 10 mm, and length up to 700 mm.

Products of various configurations with dimensional accuracy of 0.02mm and surface roughness $R_z = 0.63-0.05\mu\text{m}$ were fabricated from the grown sapphire single crystals using diamond finishing (grinding and polishing).

The profiled sapphire excels ceramics in all basic parameters, and their costs are almost similar. Its application instead of ceramics, glass or quartz in many devices essentially raises their performance characteristics. In some cases profiled sapphire is the only material which allows new highly effective devices and apparatuses to be developed on its basis.

Sapphire Specifications

Content of Al ₂ O ₃	99.99
Temperature, °C:	
melting	2054
operational	2000
Density, g/cm ³	3.97
Mohs hardness	9.0
Strength, MPa:	
compression	2450
tensile	990
Friction coefficient (steel)	0.15
Integral optical transparency, %	95
Range of light wavelength transmission at a transmission coefficient of 0.8 μm	0.2-5.0
Thermal conductivity, cal/cm·s·°C	0.09
Coefficient of thermal extension, 1/°C	5·10 ⁻⁶
Specific resistance, Ohm·cm	10 ¹⁶
Dielectric conductivity	10.0
Electrical disruptive strength, V/cm	4·10 ⁵
Radiation swelling at 650 °C, fluence of 10 ²¹ n/cm ² and E _n > 1 Mev, %	1.0

Fields of Application

Profiled sapphire is used most effectively as optical, high-temperature, electrical insulating, leak-tight, wear-resistant, solid, chemical- and radiation-resistant structural material in many fields of industry and science. In most cases the profiled sapphire is used under extreme operational conditions, when other conventional materials reached their limits.

Nuclear Power Engineering

Structural elements and metal-ceramic units made of leucosapphire are used in research reactors and nuclear power plants at high temperatures and under conditions of radioactive and chemically active media.

- Metal-ceramic electrical insulating leak-tight units of electrical plants with using sapphire are capable to operate under conditions of high mechanical loads; and they have stability by several times more than units with ceramic insulators.

- Detectors of ionizing radiation based on alloyed profiled sapphire were developed in cooperation with the main developer – USTU, Yekaterinburg. These detectors have higher sensitivity, thermal and chemical resistance, wide range of measured radiation level for high accuracy monitoring of an individual radiation dose for personnel, and also for monitoring of radioactive pollution of the environment and a nuclear power plant territory.

Other fields

- Windows for high-temperature optics and windows operating in corrosive media at high pressure (analyzers windows, viewing windows of high-temperature furnaces, high pressure reactors).

- Sapphire tubes with sealed ends can be used for development of electrical furnaces with operational temperature up to 2000°C with an oxidizing or other chemically active medium. Sapphire light conductors, thermocouple cups and 1-, 2- and 4-channel “straw” allow enhancing accuracy and level of temperature measurements, reduce response time of heat controllers.

- Wear-resistant mechanical equipment elements: sapphire bearings and slider bearings including ones for operation without lubricant, measuring tools tips.

Potential fields of profiled leucosapphire application are not limited by above-listed. It can be mechanical engineering, instrument engineering, laser technology, chemistry and metallurgy of active materials, medicine. Economical effect of its application is stipulated by reduction in waste, labor expenditures and diamond tools charges, and also by fabrication of large and small parts including ones of a complex shape, which are inaccessible for other production methods.

ОПЫТ ИСПЫТАНИЙ И ИССЛЕДОВАНИЙ МАТЕРИАЛОВ И ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ТРАНСПОРТНЫХ РЕАКТОРОВ В НИИАР. РАЗВИТИЕ МЕТОДОВ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Е.П. Клочкив, А.Е. Новосёлов, В.Ю. Шишин,
А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

С вводом в строй в 1960-х г.г. реакторов СМ и МИР и крупнейшей в Европе материаловедческой («горячей») лаборатории в НИИАР этим объектам отводилась роль основной экспериментальной базы Отрасли по испытаниям и исследованиям элементов и материалов атомной техники, места, где были сосредоточены основные экспериментальные работы, которые проводились в процессе создания и обоснования работоспособности новых топливных, конструкционных, замедляющих и поглощающих материалов, новых конструк-

ций ТВС, твэлов, СВП и т.д. для реакторов любого назначения, в т.ч. (а в 1960-80-е г.г. – в первую очередь) для транспортных реакторов.

Экспериментальная база НИИАР и опыт исследований позволяет проводить следующие виды испытаний и исследований, соответствующие требованиям, предъявляемым к составным частям активных зон водо-водяных транспортных реакторов (ТВВР):

- выбор на основе массовых сравнительных испытаний и послеракторных материаловедческих исследований перспективных вариантов конструкций и материалов элементов а.з.;

- подтверждение ресурсных характеристик действующих и прорабатываемых а.з.;

- выявление причин разгерметизации изделий, отработавших в штатных (или близких к штатным) условиях;

- получение экспериментальных данных для аттестации материалов активных зон ТВВР, создания баз данных, расчетных кодов и их совершенствования;

- исследование поведения материалов и изделий в аварийных (нештатных) режимах эксплуатации

При этом особо необходимо отметить важность материаловедческих исследований изделий после облучения, по результатам которых можно наиболее объективно судить о состоянии изделий и материалов. В большинстве случаев только материаловедческие методы позволяют экспериментальным путем получить требуемые характеристики свойств материалов для решения материаловедческих и конструкторских задач.

За 50-летний период участия НИИАР в работах по морской тематике создана уникальная экспериментальная база по реакторному материаловедению, накоплен большой опыт в испытаниях и исследованиях материалов и элементов активных зон «морских реакторов», сделан существенный вклад в создание элементной базы для объектов ВМФ и атомных ледоколов, особенно современных поколений. В качестве примера можно привести использование облучательные устройства для укороченных опытных твэлов типа "Гирлянда". Такое устройство, получившее наиболее широкое применение в НИИАР, предназначено для проведения массовых испытаний опытных твэлов разных конструкций с различными материалами при поиске и выборе перспективных вариантов. В один петлевой канал одновременно устанавливалось до 4-х блоков «Гирлянда» (до 144 макетов твэлов).

Активные зоны, созданные на основе современной элементной базы, в реакторах атомных ледоколов продемонстрировали уникальные ресурсные характеристики: энергонаработка превысила достигнутую на предыдущих поколениях в несколько раз, при этом элементы сохраняют герметичность. Обоснована радиационная стойкость новых оболочечных материалов, новых конструкций твэлов, поглощающих материалов.

Свою ценность результаты работы продолжают сохранять и в настоящее время, они используются при разработке новых активных зон.

В изучении облученных изделий и материалов, в первую очередь топлива ВВТР, создания соответствующих методических средств можно выделить 4 ос-

новых этапа. Первый, начальный этап относится к 50-м г.г. прошлого века, началу радиационного материаловедения. Он характеризуется превалированием теоретических (аналитических) методов изучения; проведением принципиальных оценок радиационной стойкости топливных композиций, выдвиганием предполагаемых моделей и механизмов происходящих в топливе и твэле процессов. Некоторые из появившихся тогда положений и экспериментальных данных, изложенных в работах С.Е. Вебера, И.Д. Эшелби, Б. Ластмана и др. не утратили своего значения до сих пор. К ним можно отнести обусловленность распухания накоплением продуктов деления, взаимосвязь структурных изменений в дисперсионном топливе и распухания сердечника, особенности радиационного повреждения гетерогенных композиций.

На втором этапе исследований, начавшемся с 60-х г.г., проводились, главным образом, количественные оценки свойств и величин, определяющих поведение топливного сердечника под облучением. Этот этап, характерный феноменологическим направлением исследований, имел большое практическое значение, поскольку были сформулированы и получены конкретные характеристики радиационной стойкости, которые можно измерить, а также потому, что изучался широкий спектр материалов, облучавшихся в сравнительных условиях. В первых обобщающих работах (таких, например, как проведенные в НИИАР с 1961 по 1972 г.) основное внимание уделялось измерениям названного твердым распуханием увеличения размеров топливного материала, а также экспериментальному изучению газовыделения и газового распухания. В этот период получены некоторые оценки структурных изменений в дисперсионном топливе в результате облучения с помощью металлографических исследований, проводимых в ИАЭ, ФЭИ, ВНИИНМ, НИИАР. Наиболее обширные и воспроизводимые данные получены по теплопроводности топливной композиции при разных выгораниях.

Третий этап, относящийся к 80-90-м годам прошлого века, характеризуется интенсивным развитием методов экспериментального изучения облученного топлива. Работы сконцентрировались, в основном, в НИИАР. Были созданы специальные устройства, отработаны способы получения экспериментальных данных и получены множество результатов, что позволило разработать и оформить несколько методик, действующих до сих пор. Итогом проведенных исследований топлива в 80 - 90-х г.г. стало получение данных для аттестации штатной топливной композиции применительно к ее использованию в твэлах ВВТР. Экспериментальные результаты, характеристики и величины облученного топлива применяются в расчетно-аналитических работах (проводящихся, в основном, во ВНИИНМ) по обоснованию работоспособности, надежности и безопасности действующих и создаваемых активных зон.

Результаты могут также служить основой для совершенствования дисперсионного топлива.

Основным содержанием работ 4-го этапа изучения топлива ВВТР, начало которого можно отнести к 2000-м г.г., является углубленное исследование структуры композиции с применением современных методических средств – электронной микроскопии и спектрального элементного анализа. Исследования проводятся в НИИАР. К настоящему времени получены новые эксперимен-

тальные данные по субмикроскопической структуре материалов. Такие исследования пока не закончены. Их проведение, полнота и анализ результатов, как представляется, необходимы для выяснения механизмов происходящих под облучением процессов.

RIAR'S EXPERIENCE IN CONDUCTING IRRADIATION TESTS AND POST-IRRADIATION EXAMINATIONS OF MATERIALS AND COMPONENTS USED IN THE TRANSPORT REACTOR CORES. DEVELOPMENT OF POST-IRRADIATION EXAMINATION METHODS

E.P. Klochkov, A.E. Novoselov, V.Yu. Shishin,
A.L. Izhutov, V.A. Ovchinnikov

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Starting from the commissioning of the SM and MIR reactors in 1960s and setting up the largest hot cell laboratory in Europe at RIAR, these facilities have been played a key role of essential experimental facilities for conducting irradiation experiments and post-irradiation examinations of products and materials for nuclear industry, where the most important experiments were carried out in the course of development and operational performance tests of new fuel, structural materials, and absorbers as well as newly designed fuel assemblies, fuel rods and burnable poisons etc. for reactors of various applications including the nuclear reactor propulsion plants (but from 1960s to 1980s this work was done at first instance).

RIAR's experimental capabilities and experience in conducting post-irradiation examinations makes it possible to perform the following experiments according to the requirements for core components of nuclear propulsion plants with water-cooled water-moderated reactor:

- Large-scale comparison tests and post-irradiation examinations to choose advanced designs and materials for core components;
- Operating life tests to verify operating performance of existing and newly developed cores;
- Conducting tests directed towards the establishment of the reasons for loss of integrity by the products operated under the standard conditions (or under the conditions near to standard ones);
- Obtaining the measurement data to certify materials for the cores of nuclear reactor propulsion plants, to establish databases, and computer codes and with the provision made for their advancement;
- Irradiation tests of materials and products under accident (abnormal) operating conditions.

It should also be noted that the post-irradiation examinations are of high importance because the PIE data allow for evaluating the condition of products and materials with the highest degree of objectivity. Generally, the PIE methods make it possible to obtain the necessary properties of materials under examination in order to solve material science and engineering tasks.

As RIAR has been involved in work related to nuclear-powered fleet for 50 years, it could set up a unique material science infrastructure, gain a great experience in conducting tests and post-irradiation examinations of materials and components intended for naval reactor cores and make a great contribution in development of fuel elements for naval nuclear plants and nuclear-powered icebreakers, especially for the next generation reactors. In this regard, the irradiation rig intended for irradiation of shortened experimental fuel rods "Girlyanda" can be given here by way of an example. Such an irradiation rig is widely employed by RIAR to conduct large-scale irradiation tests of experimental fuel elements of different design and with different materials to find and select promising options. At least four bundles "Girlyanda" (144 rodlets at the most) were loaded in one loop channel.

The cores, which had been developed with the use of up-to-date fuel elements, could demonstrate unique operating performance in the reactors of nuclear-powered icebreakers: generation of power per unit of space was several times higher as compared to the previous generations of reactors but the fuel elements preserved their integrity. New cladding materials, new designs of fuel elements and absorbing materials proved their resistance to radiation damage.

Nowadays, the obtained experimental data remain to be valuable and are used for development of new cores.

One can distinguish four major stages in examination of irradiated products and materials including nuclear propulsion plants with water-cooled water-moderated reactors in the first place. The first, the early stage is related to 1950s that is the early days of reactor materials science. It is noted for prevalence of theoretical (analytical) methods, fundamental analysis of radiation resistance of fuel compositions, advancement of potential models and mechanisms related to fuel and fuel elements. Some ideas and experimental data explained by S.Weber, I.Eshelby, B.Lastman etc. did not fade an importance. Among these are the relationship between swelling and accumulation of fission products, changes in the structure of dispersion fuel in relation to fuel meat swelling, and specific features of irradiation-induced damage in heterogeneous compositions.

In 1960s, the second stage began that was mainly noted for quantitative analysis of properties and numerical estimations of values affecting the behavior of fuel meat under irradiation. That stage was of phenomenological nature and of most practical relevance because it made it possible to formulate and obtain particular parameters of resistance to radiation as they could be measured and at the same time, a wide variety of materials irradiated under the relative conditions was under examination. The first integrated experiments (for instance, experiments conducted at RIAR from 1961 to 1972) were mainly focused on measurements to estimate dimensional increase (it was called solid swelling) of fuel meat as well as on tests to investigate gas release and gas swelling. At that period, irradiation-induced changes in the structure of dispersion fuel were examined with the use of metallographic examinations conducted by the Kurcha-

тов Institute, IPPE, Bochvar Institute, and RIAR. The most comprehensive and reproducible data were obtained on thermal conductivity of fuel composition at different burn-up values.

The third stage related to 1980-1990s was noted for intensive development of experimental methods and techniques for irradiated fuel. Generally, the PIE work was performed at RIAR on a large scale. This stage implied development of special equipment and test facilities, optimization of experimental data acquisition processes and obtaining many data that made it possible to work out and document several techniques, which are still used. The post-irradiation examinations of fuel, which were performed in 1980-1990s, allowed for obtaining data necessary for licensing of standard fuel for nuclear propulsion plants with water-cooled water-moderated reactors. The experimental data, characteristics, and values of irradiated fuel are mainly used for calculations and experimental analysis (they are mainly performed by VNIINM) related to the analysis of operational integrity, reliability, and safety of existing and newly developed cores.

The results can also be used as a basis for further development of dispersion fuel.

The fourth stage in fuel examination for nuclear propulsion plants with water-cooled water-moderated reactors implied the in-depth investigation of fuel structure with the use of up-to-date methods such as electron microscopic investigation and electron-probe microanalysis. The beginning of this stage is dated back to 2000s. The PIE work has been done at RIAR. The new experimental data on submicroscopic structure of materials have been obtained so far. This work has not been finished yet. It seems that this work, completeness, and analysis of experimental data will be necessary to reveal the mechanisms of the irradiation-induced processes.

ВЕРИФИКАЦИЯ МОДЕЛИ КОРРОЗИИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИССЛЕДОВАНИЙ НИИАР

В.Г. Крицкий¹, И.Г. Березина¹, С.В. Павлов², А.Е. Новосёлов²

¹ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»», г. Санкт-Петербург, Россия

²ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Коррозия циркониевых изделий в реакторах определяется совокупностью внутренних (химический состав и структурное состояние материала) и внешних (условия облучения, ВХР, теплосъем и др.) факторов.

На основе термодинамического подхода разработана и обоснована модель, учитывающая не только формальную кинетику роста оксида, влияние теплоносителя и его параметров (тип ВХР, рН, концентрацию окислителей и т.п.), но и состав сплава – содержание легирующих компонентов и примесных элементов.

ГНЦ НИИАР исследовал несколько десятков ТВС после их эксплуатации в реакторах ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Получена большая база данных, которая позволила установить закономерности коррозии оболочек ТВЭЛ и верифицировать разработанную ранее [1] модель коррозии.

Верифицированная по данным НИИАР модель может быть использована:

- для оценки достоверности экспериментальных данных по коррозии циркониевых сплавов в реакторных условиях;
- для прогноза коррозии разных сплавов;
- для оптимизации составов сплавов.

[1] Березина И.Г., Крицкий В.Г., Стяжкин П.С. Особенности коррозионного поведения сплава Zr-1%Nb в теплоносителе АЭС с РБМК-1000 // Теплоэнергетика. 1998. № 7. С. 62–67.

VERIFICATION OF THE FUEL CLADDING CORROSION MODEL BASED ON THE RIAR STUDIES

V.G. Kritsky¹, I.G. Berezina¹, S.V. Pavlov², A.E. Novoselov²

¹JSC «Leading institute “VNIPIET”», Saint-Petersburg, Russia

²JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

The corrosion of zirconium items in reactors is governed by a set of internal (material chemical composition and structural condition) and external (exposure conditions, water chemistry, heat pickup etc.) factors.

The model has been developed and validated based on the thermodynamical approach; the model takes into account not only a formal oxide growth kinetics, coolant impact and its performance (water chemistry type, pH, oxidizer concentration etc.) but also the alloy composition that is the content of alloying constituents and impurity elements.

SSC RIAR has studied several tens of fuel assemblies after their operation in the VVER-440, VVER-1000 and RBMK-1000 reactors. A substantial database has been developed allowing to determine fuel cladding corrosion logics and verify the corrosion model [1] developed earlier.

The model verified based on the RIAR data may be used for the following purposes:

- assessing the reliability of experimental data on in-reactor Zr-alloy corrosion;
- forecasting the corrosion of various alloys;
- improving the alloy compositions.

[1] I.G. Berezina, V.G. Kritsky, P.S. Styazhkin. Corrosion Performance of Zr-1%Nb Alloy in RBMK-1000 NPP coolant // Теплоэнергетика. 1998. No. 7. P. 62–67.

РАЗРАБОТКА КЕРМЕТНЫХ КОМПОЗИЦИЙ С МЕХАНИЧЕСКИМИ СВОЙСТВАМИ МАТРИЦЫ, ОБЕСПЕЧИВАЮЩИМИ КОМПЕНСАЦИЮ РАСПУХАНИЯ ПОРИСТЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

С.С. Гаврилин, В.П. Ермаченко, Н.В. Стафеева, М.М. Турищев

ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»», г. Подольск, Россия

Одним из направлений в ядерной технике является использование твэлов с тепловыделяющимися сердечниками, набранными из керметных стержней, в которых пористые топливные частицы равномерно распределены в матрице [1]. Метод горячего изостатического прессования применяется при изготовлении керметных стержней с матрицей из материалов с высокими механическими свойствами с объемной долей ядерного топлива больше 60 % [2]. Создание керметных композиций с механическими свойствами материала матрицы достаточными для компенсации твердого распухания пористостью частиц ядерного топлива является актуальной задачей.

В НИИ НПО «ЛУЧ» предложено решение выбора керметных композиций с механическими свойствами матрицы, достаточными для компенсации твердого распухания пористостью ядерного топлива, с привлечением методик определения средней плотности топливных частиц в композиции при изготовлении и после облучения, а также математической модели, описывающей напряженно-деформированное состояние микросферы ядерного топлива с покрытием при облучении.

Средняя плотность микросфер в композиции определялась с использованием эмпирических функции распределения геометрических характеристик микросфер в заготовке, полученных обработкой оптического изображения монослоя микросфер [3]. Напряженно-деформированное состояние композиции оценивалось с использованием эквивалентной сферы, состоящей из топливной частицы с покрытием, и с привлечением данных реакторных испытаний пористых частиц ядерного топлива в условии сжимающих напряжений в составе керметных композиций (рис.1 [4]).

Представление одной зависимостью экспериментальных данных по распуханию пористых частиц диоксида урана, облученных в составе керметных стержней, отличающихся материалом матрицы, объемной долей ядерного топлива, а также температурой эксплуатации, говорит о том, что величина компенсации твердого распухания ядерного топлива его пористостью не зависит от температуры и является общей для всех керметных стержней. С увеличением сжимающих напряжений в топливных частицах равномерно расположенных в материале матрицы все большая доля твердого распухания ядерного топлива компенсируется его пористостью. При напряжении больше 30 МПа вся величина твердого распухания компенсируется пористостью без увеличения размера частиц UO_2 (рис.1).

В соответствии с результатами расчетных исследований рис.2 распухание пористых частиц диоксида урана в композиции за счет твердых продуктов деления снижается с увеличением содержания ниобия в циркониевом сплаве, что объясняется увеличением прочностных характеристик материала матрицы и как следствие увеличением сжимающих напряжений в частицах диоксида урана. Результаты расчетов согласуются с данными реакторных исследований керметных твэлов с матрицей из Zr сплавов с различным содержанием Nb, облученных до выгорания 65 МВт сут/кг U в условиях эксплуатации ВВЭР-440 (давление теплоносителя 12,5 МПа). Механических свойств матрицы с содержанием Nb больше 2,5 % масс достаточно для компенсации твердого распухания пористостью частиц UO_2 в композиции с объемной долей ядерного топлива $\sim 70\%$. При этом диаметр керметного твэла с матрицей из сплава Zr1Nb увеличился на 1%.

Литература

- 1 Федик И.И., Гаврилин С.С., Денискин В.П. и др. Новое поколение твэлов на основе микротоплива для ВВЭР. - Атомная энергия, 2004, т. 96, вып.4, с. 276 – 285.
- 2 Гаврилин С.С., Стафеева Н.В., Бойко И.Г. Горячее изостатическое прессование стержней керметного твэла. – Атомная энергия, 2012, т.112, вып.6, с. 331-336.
3. Пермяков Л.Н., Черников А.С., Гаврилин С.С. и др. Твэл с керметным сердечником матричного типа для водо-водяных энергетических реакторов повышенной безопасности. Третья межотраслевая конференция по реакторному материаловедению Сборник докладов Том 1, Димитровград 1994, с.134-144.
4. Гаврилин С.С., Ермаченко В.П., Стафеева Н.В., Афанасьева А.С. Измерение средней плотности ядерного топлива в технологии керметного стержня и при анализе результатов реакторных испытаний. X Российская конференция по реакторному материаловедению: тезисы докладов. - Димитровград ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013 с. 68-70.

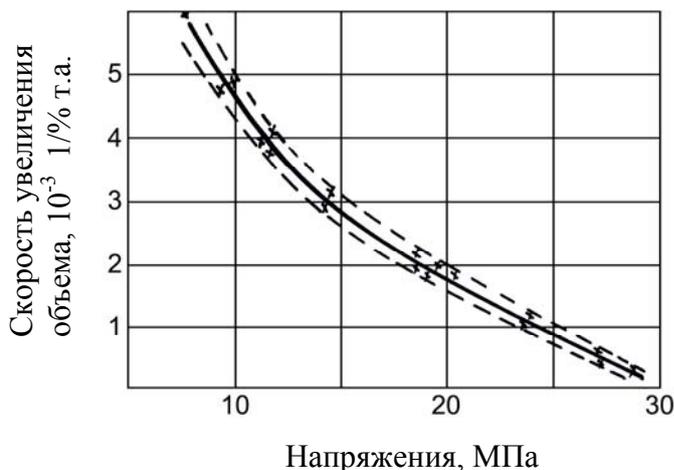


Рис.1 Зависимость скорости увеличения объема частиц UO_2 в композиции от сжимающих напряжений.

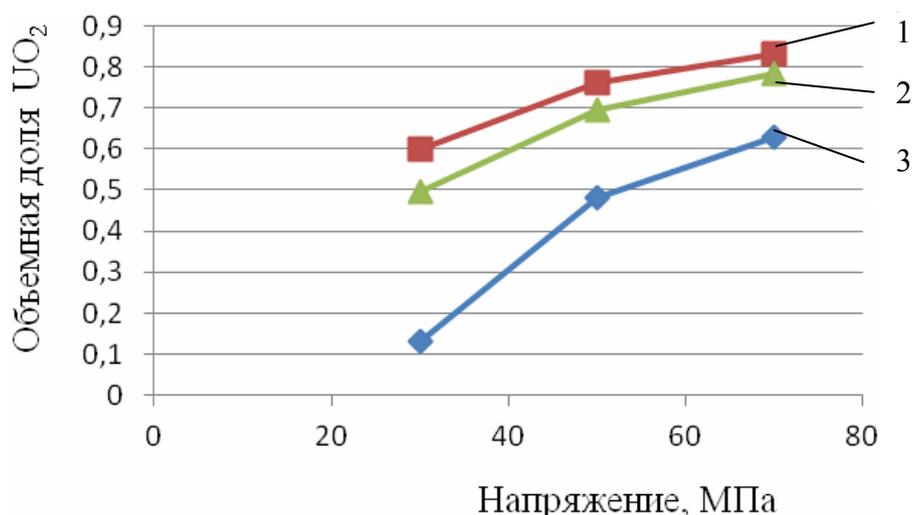


Рис. 2 Зависимость объемной доли ядерного топлива в композиции, в которой происходит полная компенсация твердого распухания пористостью UO₂, от предела текучести материала матрицы при различных давлениях теплоносителя

1- 16 МПа; 2 – 12,5 МПа; 3 – 0 МПа.

DEVELOPMENT OF CERMET COMPOSITIONS WITH MECHANICAL PROPERTIES OF MATRIX PROVIDING COMPENSATION FIRM SWELLING BY POROUS NUCLEAR FUEL

S.S. Gavrilin, V.P. Ermachenko,
N.V. Stafeeva, M.M. Turishchev

FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia

One of the directions in nuclear equipment is the use of fuel elements with fuel kernels composed of cermet cores in which porous fuel particles are evenly distributed in matrix [1]. The method of hot isostatic pressing is used to produce cermet cores with a matrix composed of materials with high mechanical properties and a volume fraction of nuclear fuel more than 60 % [2]. Formation of cermet compositions with mechanical properties of a material of a matrix that are sufficient for compensation of a firm swelling by porosity of nuclear fuel particles is an actual task.

In SRI SIA “LUCH” the solution of a choice of cermet compositions with mechanical properties of a matrix, sufficient for compensation of a firm swelling by porosity of nuclear fuel, with use of techniques of determination of average density of fuel particles in composition when manufacturing and after irradiation, and also the mathematical model describing mode of deformation of coated nuclear fuel micro-sphere at irradiation is offered.

The average density of microspheres in composition was calculated on the basis of empirical functions of distribution of geometrical characteristics of microspheres in the preparation, received by processing of the optical image of a monolayer of microspheres [3]. Mode of deformation of composition was estimated with use of the equivalent sphere consisting of a coated nuclear fuel microsphere, and with attraction of current reactor tests of porous particles of nuclear fuel in a condition of compressing tension as a part of cermet compositions (fig. 1 [4]).

Representation of experimental data on firm swelling of porous particles of uranium dioxide, irradiated as a part of the cermet cores, with different matrix material, volume fraction of nuclear fuel and working temperature, displays that the size of compensation of a firm swelling of nuclear fuel by its porosity does not depend on temperature and is general for all cermet cores. With increase in compression stress in evenly distributed fuel particles the increasing share of a firm swelling of nuclear fuel is compensated by its porosity. At stress more than 30 MPas full amount of firm swelling is compensated by porosity without an increase in the size of UO_2 (fig. 1).

According to results of calculated researches fig. 2 the swelling of porous uranium dioxide particles in composition at the expense of firm fission products decreases with the increase in the content of niobium in a zirconic alloy. It can be explained by increase in bond performance of matrix material and as a result by increase in compression stresses in uranium dioxide particles. The calculations results can be coordinated with data of reactor tests of cermet fuel elements with matrix composed of Zr- alloys with the various content of Nb, irradiated before burn-up of 65 MWt of day/kg U under service conditions VVER-440 (the pressure of the heat-carrier is 12,5 MPas). Mechanical properties of a matrix with the Nb-content more than 2,5 % mass are enough for compensation of a firm swelling by porosity of UO_2 particles in composition with a volume fraction of nuclear fuel ~ 70 %. Thus diameter of cermet fuel element with a matrix from Zr1Nb-alloy increased by 1 %.

References

1. Fedik I.I., Gavrilin S. S., Deniskin V.P., et al. New generation of fuel elements on the basis of microfuel for VVER, J. Atomnaya energiya, 96(4) (2004) 276-285
2. Gavrilin S. S., Stafeeva N. V., Boyko I.G. Hot isostatic pressing of cermet fuel element cores, J. Atomnaya energiya, 112(6) (2012) 331-336
3. Permyakov L.N., Tchernikov A.S., Gavrilin S. S., etc. Fuel element with cermet core type of matrix for water-water power reactors of increased safety. Proceedings of the 3rd Inter-branch conference on reactor materials, Vol. 1, Dimitrovgrad (1994) 134-144
4. Gavrilin S. S., Ermachenko V.P., Stafeeva N. V., Afanaseva A.S. Measurement of average density of nuclear fuel in cermet core technology and in the analysis of reactor tests results. Proceedings of Russian conference on reactor materials : theses of reports, Dimitrovgrad, (2013) 68-70

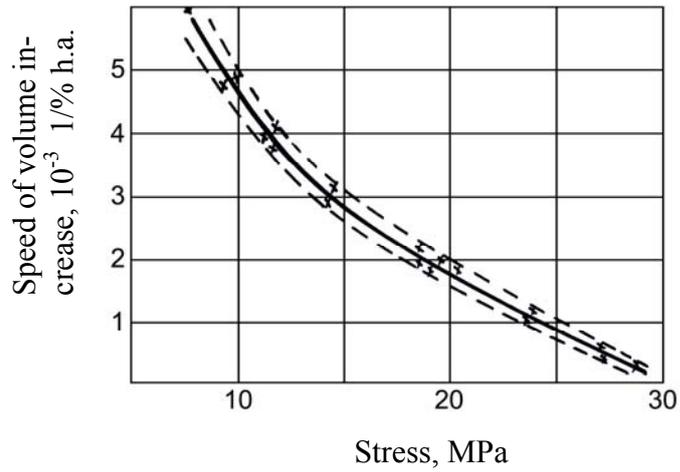


Fig.1 Dependence of speed of volume increase of UO_2 particles in composition from compression stress

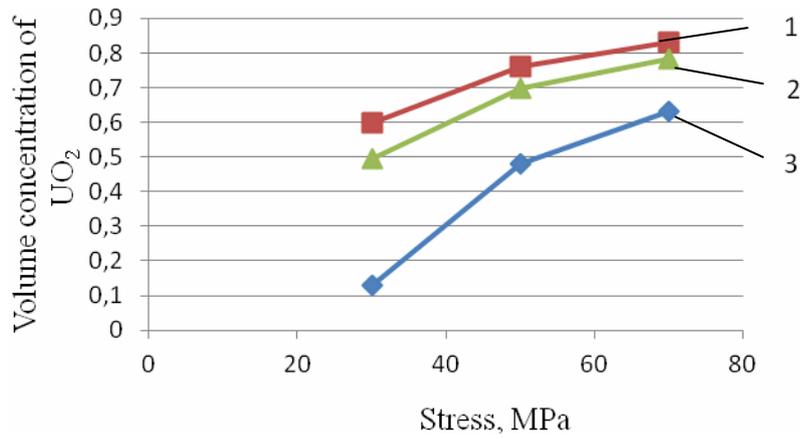


Fig.2 Dependence of volume concentration of nuclear fuel in composition with full compensation of a firm swelling by porosity of UO_2 from a yield point of a material of a matrix at various heat-carrier pressures 1-16 MPa; 2 - 12,5 MPa; 3 - 0 MPa.

МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКИЕ УЗЛЫ НА ОСНОВЕ ЛЕЙКОСАПФИРА

В.И. Выбыванец, Д.Я. Кравецкий, С.А. Конарев,
В.Н. Рысцов, О.В. Проценко

ФГУП «НИИ НПО «Луч»», г. Подольск, Россия

Разработка конструктивных элементов современных электровакуумных приборов для различных отраслей науки и промышленности ставит сложные задачи создания разнообразных металлокерамических конструкций. При этом приходится широко использовать разные конструкции прочного, вакуумноплотного соединения керамики с металлами (металлокерамические узлы - МКУ), применение которых позволяет получать качественно новые характеристики приборов, обеспечивая долговечность и надежность их работы, т.к. МКУ при эксплуатации работают зачастую в экстремальных условиях и подвергаются многократным термоциклическим нагрузкам и воздействию химически активных сред и радиации.

Конструктивно МКУ состоят из керамического изолятора и двух металлических манжет, совместимых по коэффициентам термического расширения, и предназначены для использования в составе электроэнергетических установок и приборов для электрической изоляции отдельных конструктивных элементов с одновременным обеспечением герметичности их полостей и объемов.

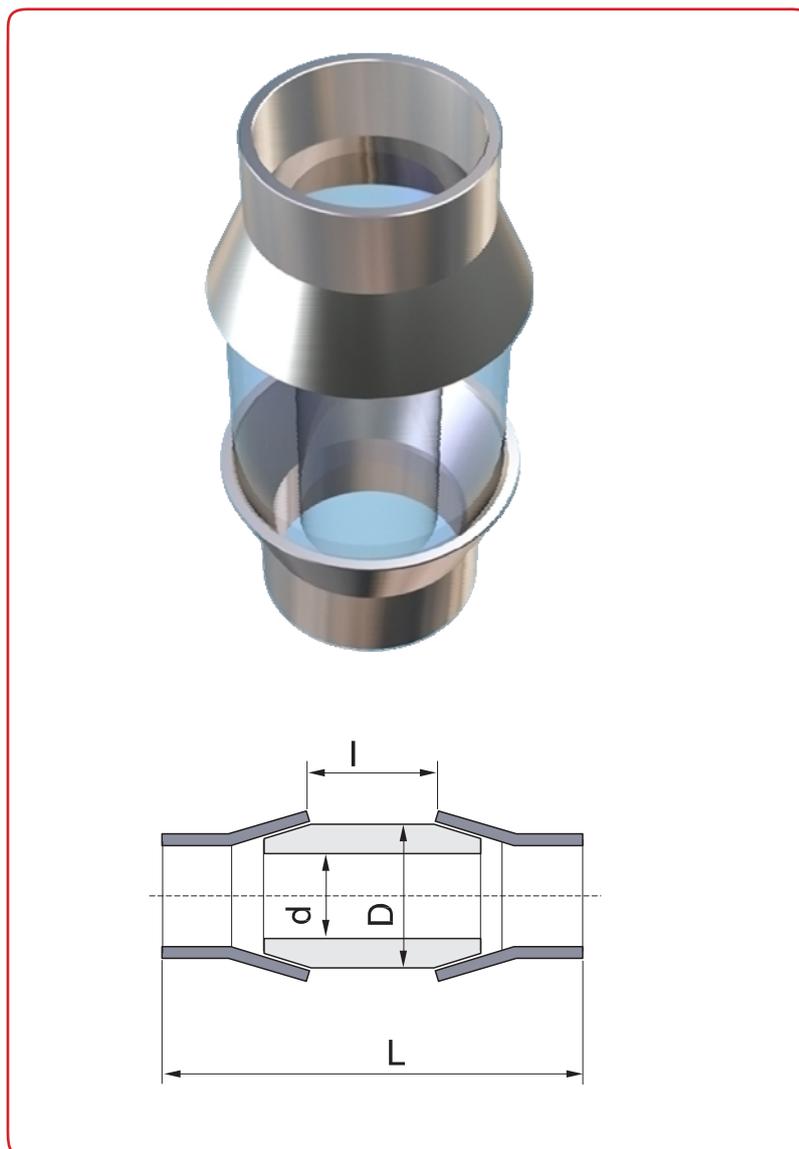
В настоящее время в качестве материала изолятора МКУ в ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» широко применяется лейкосапфир. Известно, что лейкосапфир обладает сочетанием ряда уникальных свойств, таких как высокая теплостойкость и химическая устойчивость, повышенные значения, по сравнению с поликристаллической керамикой, теплопроводности, механической и электрической прочности. Использование в качестве материала изолятора лейкосапфира является важным резервом повышения надежности работы изолятора.

Электроизолирующие элементы из лейкосапфира соединены пайкой высокотемпературным припоем с металлическими манжетами, выполненными из сверхчистых ниобиевых или железоникелевых сплавов. Для ниобиевых сплавов используются защитные покрытия на основе нихрома и высокотемпературные силикатные эмали. Конструкция манжет позволяет соединять изоляторы с сильфонными компенсаторами и присоединительными фланцами установок и приборов аргонодуговой, электроннолучевой сваркой или пайкой.

Выращивание труб осуществлялось способом Степанова в соответствии с разработанным технологическим регламентом. Далее трубы резались на мерные заготовки, проходили этапы алмазномеханической обработки – шлифования и полировки – и высокотемпературного отжига при 1800°С. После этого изоляторы соединялись с манжетами и подвергались комплексным контрольным испытаниям.

Работоспособность изоляторов из лейкосапфира подтверждена натурными ресурсными испытаниями. Технология изготовления основных типоразмеров МКУ освоена в заводских условиях.

Ниже приведены рисунок и чертеж одного из типовых МКУ (гермоввода) и его технические характеристики и размеры.



Максимальное напряжение, В	$1,5 \cdot 10^4$
Электросопротивление, Ом	$1 \cdot 10^{14}$
Диапазон рабочих температур, °С	20-1000
Вакуумная плотность	вакуумноплотный
Манжеты	ниобиевые, железоникелевые сплавы
Гарантийный ресурс, лет	5

Ориентация: 0° (ось С) вдоль оси гермоввода

D, мм	d, мм	L, мм	l, мм
10÷40	5÷30	30÷130	5÷100

METAL – CERAMIC UNITS BASED ON LEUCOSAPPHIRE

V.I. Vybyvanets, D.Ya. Kravetsky, S.A. Konarev,
V.N. Rystsov, O.V. Protsenko

FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia

Development of constructive elements of modern electronic devices for various branches of science and industry sets difficult tasks for developing various metal-ceramic structures. In this case it is required to use widely various structures of a firm, vacuum-tight ceramics- metals joint, so-called metal-ceramic units (MCU), which application allows obtaining qualitatively new characteristics of devices, providing an operating life and reliability of their work. MCU often operate under extreme conditions and go through multiple thermocyclic loadings and influence of chemically active medium and radiation.

Structurally a MCU consists of a ceramic insulator and two metal cups compatible by thermal expansion factors; and they are intended for application as a part of electrical power plants and devices for electric insulation of separate constructive elements with simultaneous maintenance of their cavities and volumes tightness.

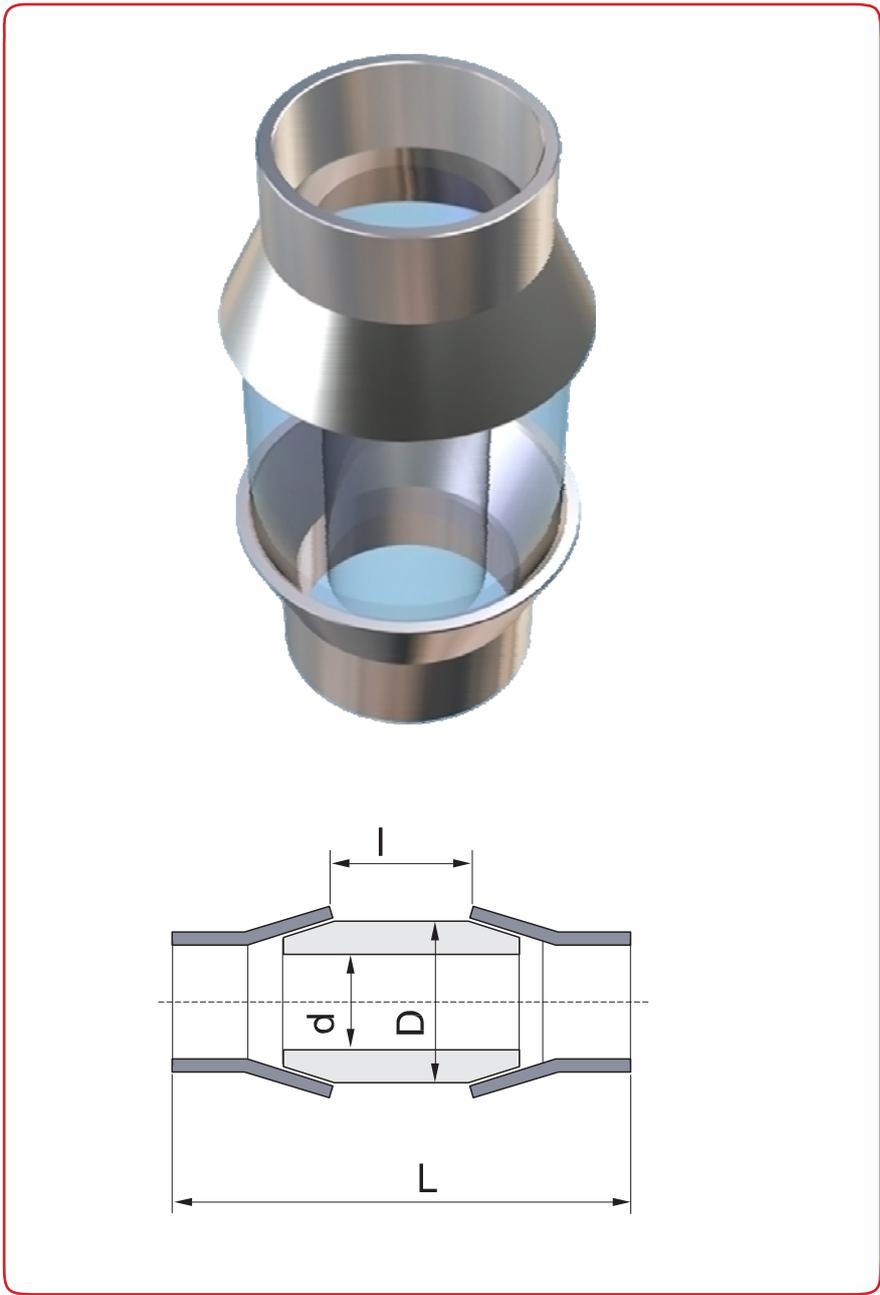
At the present time leucosapphire is widely used at FSUE “SRI SIA “LUCH” as insulator material for MCU. It is known that leucosapphire has some unique properties such as high heat stability and chemical stability, raised values of heat conductivity, mechanical and electric strength in comparison with polycrystalline ceramics. Using of leucosapphire as insulator material is an important reserve for improving the MCU operation reliability.

Electrical insulation elements made of leucosapphire are joined by a high-temperature solder with the metal cups made of superpure niobium or nickel-iron alloys. Protective coverings based on nickel-chromium alloy and high-temperature silicate enamels are used for niobium alloys. The cups structure allows insulators to be connected with bellows expansion joints and connecting flanges of plants and devices by argon-arc, electron-beam welding or brazing.

Tubes are grown by the Stepanov method in accordance with the developed production schedules. Then the tubes are cut in measured blanks and treated by diamond-mechanical methods such as grindings and polishing, and annealed at high-temperature of 1800°C. After it the insulators are connected with cups and tested in complex monitoring tests.

The working capacity of the insulators made of leucosapphire has been confirmed by full-scale life tests. The fabrication method of basic MCU standard sizes has been mastered under plant conditions.

The figure and drawing of one of typical MCU (pressure seal feed-through), its specifications and dimensions are given below.



Maximal voltage, V	$1.5 \cdot 10^4$
Electrical resistance, Ohm	$1 \cdot 10^{14}$
Range of operating temperatures, °C	20-1400
Vacuum density	vacuum-tight
Cups	Niobium, nickel-iron
Warranty life time, years	5

Orientation: 0° C (axis C) along the pressure seal feed-through) axis

D, mm	d, mm	L, mm	L, mm
10÷40	5÷30	30÷130	5÷100

ОКСИДЫ $ZrO_2-Ln_2O_3$ (ТВЁРДЫЕ РАСТВОРЫ) И $MgO-Ln_2O_3$ (КОМПОЗИТЫ) ДЛЯ ИНЕРТНЫХ ТОПЛИВНЫХ МАТРИЦ (IFM). ПОЛУЧЕНИЕ КЕРАМИК МЕТОДОМ «SPARK PLASMA SINTERING»

А.И. Орлова, В.Н. Чувильдеев, М.Ю. Калёнова, Д.А. Михайлов,
А.Е. Канунов, Н.В. Маланина, А.В. Нохрин, М.С. Болдин,
Н.В. Сахаров, Е.А. Потанина, Г.С. Заведеева

ФГБОУ ВПО «ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия
ФГБОУ ВПО «НИФТИ ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия
ОАО «ВНИИХТ», г. Москва, Россия

Главные проблемы современной и будущей атомной энергетики включают обеспечение безопасности, снижение риска распространения ядерных материалов, экологически безопасные подходы при обращении с отработавшим топливом атомных электростанций и экономически оправданные решения при выборе путей развития и совершенствования ядерных технологий.

В решении этих проблем важным звеном является переработка облученного (отработавшего) ядерного топлива (ОЯТ) с включением в замкнутый топливный цикл опасных компонентов этого топлива – Np , Am , Cm и Pu с целью «дожигания» плутония и трансмутации минорактинидов. Для этой цели разрабатываются инертные к нейтронному облучению материалы, в т.ч. на основе MgO , CaO , Y_2O_3 , ZrO_2 , CeO_2 , $Mg_{(1-x)}Al_{(2-x)}O_{(4-x)}$, $Y_xZr_{(1-x)}O_{(2-x/2)}$, содержащие в своём составе названные элементы. Разработка инертных топливных матриц (IFM), будучи актуальной для атомной энергетики, занимает исключительно важную позицию в современном материаловедении. При этом наряду с задачей выбора материала (его состава, структуры) для улучшения его эксплуатационных характеристик необходимо также разрабатывать эффективные способы их приготовления: реализация комплексного подхода «состав – структура – способ синтеза – свойство».

Правильный подход при выборе способов получения IFM будет способствовать максимальному успеху в реализации таких свойств как термическая, термомеханическая, химическая и радиационная устойчивость и в обеспечении экологической безопасности.

Объектами исследования в настоящей работе являлись системы оксидов $ZrO_2 - Ln_2O_3$ и $MgO - Ln_2O_3$. Материалы на основе таких оксидов по совокупности свойств рассматриваются в качестве перспективных IFM и исследуются в различных лабораториях мира для дожигания Pu и трансмутации Am , Cm .

Использовали метод коллоидно-химического синтеза с последующим нагреванием высушенных гелей вплоть до $1300\text{ }^\circ\text{C}$ (система с оксидом циркония) и $1000\text{ }^\circ\text{C}$ (система с оксидом магния) для получения порошков и метод высокоскоростного электроимпульсного плазменного спекания (в иностранной печати - Spark Plasma Sintering, SPS) для получения керамик.

Спекание порошков в керамические образцы диаметром 12 и 20 мм осуществляли в графитовых пресс-формах в вакууме с помощью установки «DR. Sinter model SPS-625». В процессе исследования варьировали температуру и время спекания, скорость нагрева и скорость охлаждения, характер и величину приложенного давления, а также использовали ступенчатые режимы спекания. С помощью прецизионного дилатометра контролировали величину и скорость усадки, температуры, соответствующие началу и окончанию усадки порошков, а также температуру, соответствующую максимуму скорости усадки порошков.

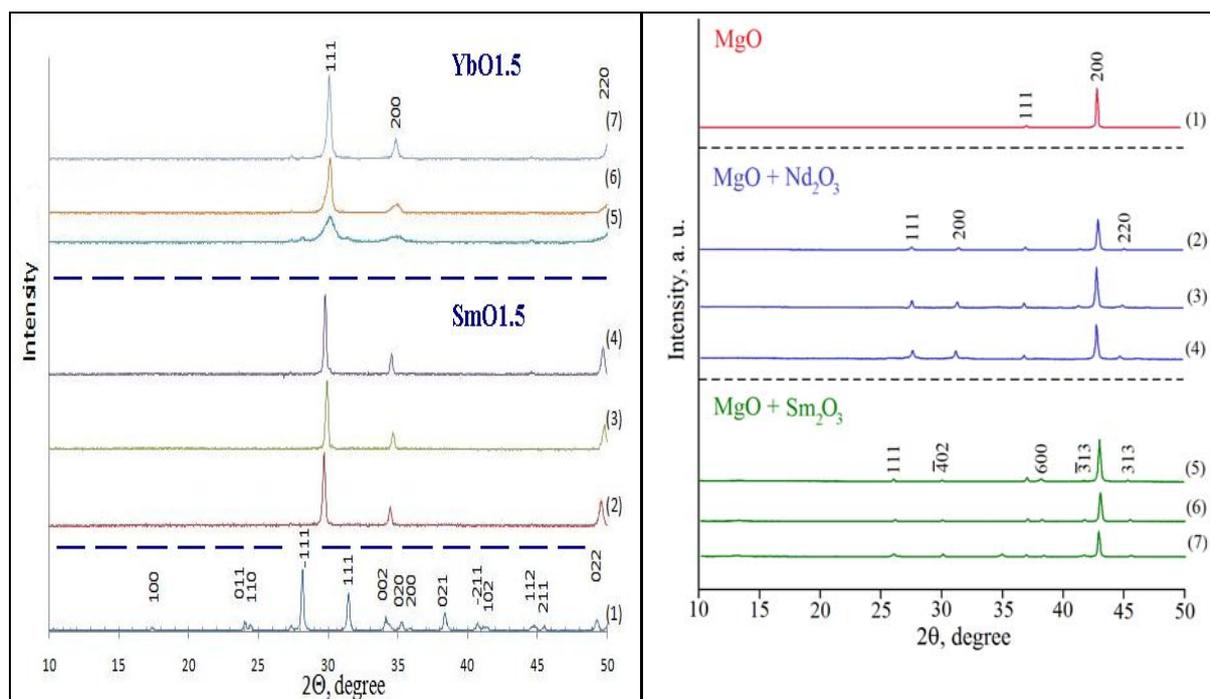


Рис.1. Данные РФА порошков $ZrO_2 - x$ (mol %) $SmO_{1.5}$ (1300 °C), $x = (1) 0, (2) 0.22, (3) 0.25, (4) 0.27$ и $ZrO_2 - x$ (mol %) $YbO_{1.5}$ (1000 °C), $x = (5) 0.22, (6) 0.25, (7) 0.3$ и MgO (1); $MgO+x\%Nd_2O_3$, $x = 2 (2), 3 (3), 5 (4)$; $MgO+x\%Sm_2O_3$, $x = 2 (5), 3 (6), 5 (7)$

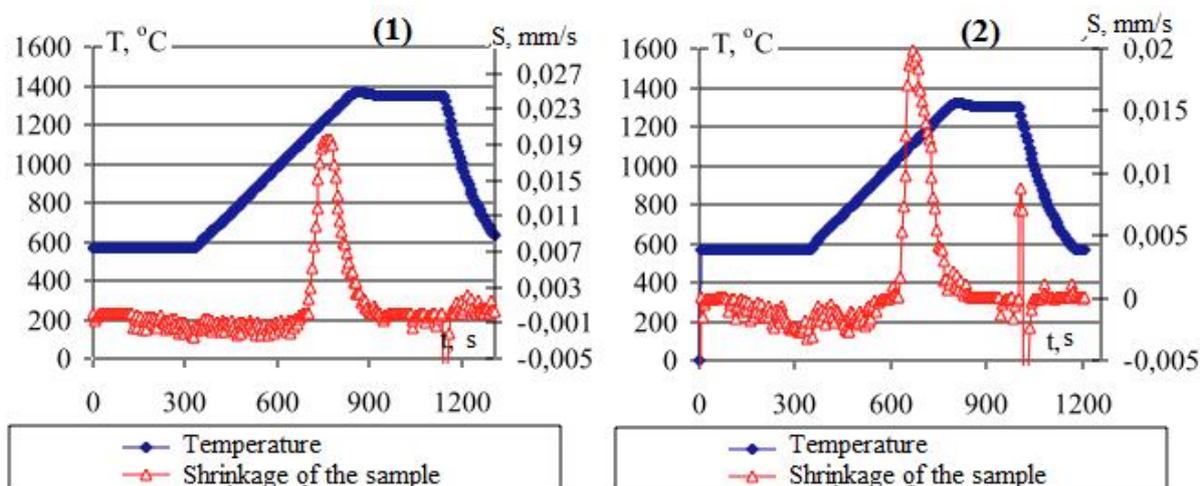


Рис. 2. Диаграммы электроимпульсного плазменного спекания порошков $ZrO_2 - 0.25$ (mol %) $LnO_{1.5}$: (1) $Ln = Sm$; (2) $Ln = Yb$. Зависимости скорости усадки от температуры и времени спекания

Порошковые образцов $ZrO_2 - Sm_2O_3$, $ZrO_2 - Yb_2O_3$ (система I) и $MgO - Nd_2O_3$, $MgO - Sm_2O_3$ (система II) были охарактеризованы методом рентгенофазового анализа (РФА) как твердые растворы в системе I (пр. гр. Fm3M) и как смесь фаз в системе II (пр.гр. FM3m и C2/m) (Рис. 1).

На следующем этапе получали керамики методом электроимпульсного спекания.

Оптимальные условия процесса были найдены. Для этого были зарегистрированы диаграммы спекания 14-ти образцов, обладающих различными элементными составами и различными соотношениями компонентов в каждой из двухкомпонентных систем. Две из них представлены в качестве примеров на рис. 2. Достигнутые характеристики: система I - T от 1100 до 1300 °C, t = 4 - 5 мин, $\rho_{отн} = 97,4 - 99,9 \%$, система II - T от 1000 до 1150 °C, t = 3 - 20 мин, $\rho_{отн} = 95,8 - 96,1 \%$.

Фазовый состав в процессе спекания не изменялся (по данным РФА).

Образцы имели высокоплотную мелкозернистую микроструктуру (Рис. 3).

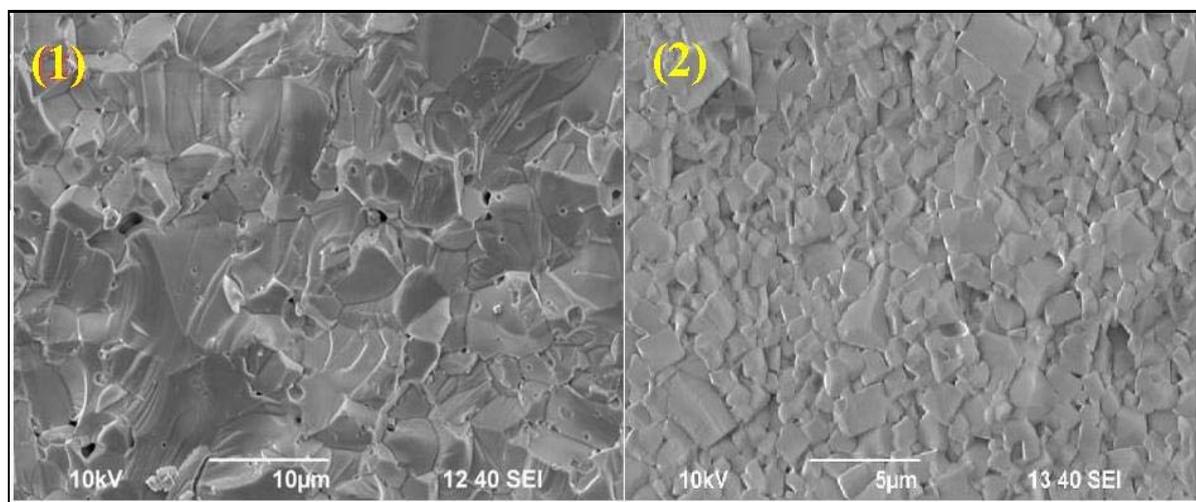


Рис. 3. Изломы поверхности керамик (1) $MgO-0.3$ (mol %) $SmO_{1.5}$ и (2) $ZrO_2-0.25$ (mol %) $SmO_{1.5}$ Растровая электронная микроскопия. Растровый электронный микроскоп Jeol JSM-6490 с рентгеновским микроанализатором INCA 350.

С использованием микротвердомера «Duramin Struers-5» для исследуемых керамик были определены микротвердость и коэффициент трещиностойкости по Палмквисту. Данные характеристики использовали для косвенной аттестации качества спекания синтезированных порошков, а также контроля однородности параметров микроструктуры спеченных керамик в различных сечениях.

В ходе выполнения работы были определены оптимальные режимы коллоидно-химического синтеза порошков и режимов их высокоскоростного электроимпульсного плазменного спекания, позволяющие получать однородные высокоплотные керамики различного состава для инертных топливных матриц ИГМ с повышенными характеристиками термической, гидrolитической и радиационной устойчивости.

OXIDES $ZrO_2-Ln_2O_3$ (SOLID SOLUTIONS) AND $MgO-Ln_2O_3$ (COMPOZITES) FOR IFM. CERAMIC SYNTHESIS BY SPARK PLASMA SINTERING

A.I. Orlova, V.N. Chuvil'deev, M.Yu. Kalenova, D.A. Mikhailov,
A.E. Kanunov, N.V. Malanina, A.V. Nokhrin, M.S. Boldin,
N.V. Sakharov, E.A. Potanina, G.S. Zavedeeva

N.I. Lobachevsky Nizhny Novgorod State University,
Nizhny Novgorod, Russia

Nizhny Novgorod-Physical Technical Research Institute, N.I. Lobachevsky
Nizhny Novgorod State University, Nizhny Novgorod, Russia
JSC «VNII for Chemical Technology», Moscow, Russia

The main problems of modern and future nuclear power industry include safety, reducing the risk of nuclear proliferation, decisions for environmental safety of spent fuel of nuclear power plants, economically justifiable solutions when way of development and improvement of nuclear technologies are selecting.

Among these problems there is reprocessing of irradiated (spent) nuclear fuel (SNF) with the inclusion in closed fuel cycle hazardous components of this fuel - Np, Am, Cm and Pu to "afterburning" of plutonium and transmutation of minor-actinides. For this purpose inert to neutron irradiation materials, including based on MgO , CaO , Y_2O_3 , ZrO_2 , CeO_2 , $Mg_{(1-x)}Al_{(2-x)}O_{(4-x)}$, $Y_xZr_{(1-x)}O_{(2-x/2)}$ with minor-actinides are developed. Development of inert fuel matrices (IFM), being relevant to nuclear energy, occupies an extremely important position in modern materials science also. Moreover, it is necessary not only choice an acceptable material (composition, structure) but also to improve and develop effective ways of preparation: a complex approach "composition - structure - synthesis method - property".

Success in providing such material properties as thermal, thermo-mechanical, chemical and radiation stability and environmental safety will be depend on preparation method.

In the present work the objects were oxide systems $ZrO_2 - Ln_2O_3$ (I) and $MgO - Ln_2O_3$

(II). Systems based on oxides Zr, Mg-lanthanides and actinides possessing necessary properties are suitable as promising IFM, and these systems are studied in various laboratories in the world for afterburning Pu and Am, Cm transmutation.

Method of colloid-chemical synthesis with the following heating of dried gels up to temperature 1300 °C (system with zirconium oxide) and 1000 °C (system with magnesium oxide) was used to obtain such oxide powders simulating IFM and method of high-speed electric pulse plasma sintering (Spark Plasma Sintering, SPS) was applied for preparing of ceramics.

Sintering of powders into ceramic disks with diameter $d = 12$ and 20 mm was carried out in graphite press-forms in vacuum by using «DR. Sinter model SPS-625» equipment. During investigation we varied temperature and duration of sintering, heating and cooling rates, the character and maximum of the applied pressure and sinter-

ing step modes used. Shrinkage value and rate of shrinkage, temperature corresponding to the beginning and finish of shrinkage of powders and a temperature corresponding to the maximum shrinkage rate were controlled by precision dilatometer.

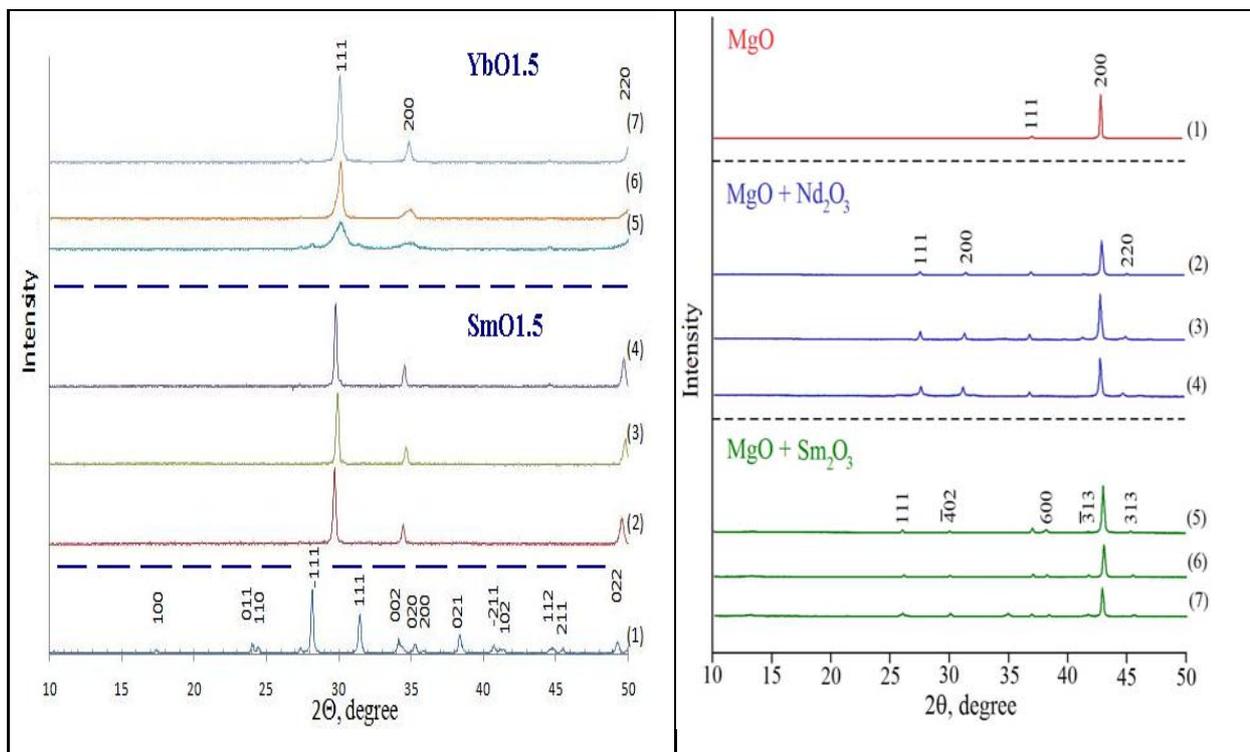


Fig.1. XRD patterns of the powders $ZrO_2 - x$ (mol %) $SmO_{1.5}$ (1300 °C), $x =$ (1) 0, (2) 0.22, (3) 0.25, (4) 0.27 и $ZrO_2 - x$ (mol %) $YbO_{1.5}$ (1000 °C), $x =$ (5) 0.22, (6) 0.25, (7) 0.3 and MgO (1); $MgO + x\%Nd_2O_3$, $x =$ 2 (2), 3 (3), 5 (4); $MgO + x\%Sm_2O_3$, $x =$ 2 (5), 3 (6), 5 (7)

Powder samples $ZrO_2 - Sm_2O_3$, $ZrO_2 - Yb_2O_3$ (system I) and $MgO - Nd_2O_3$, $MgO - Sm_2O_3$ (system II), have been characterized by X-Ray diffraction analysis (XRD) as solid solutions in system I (sp. gr. Fm3M) and as phase mixtures in system II (sp. gr. FM3m and C2/m) (Fig.1).

At the next step ceramic samples were prepared by SPS method.

Optimum process conditions were elected. For this aim sintering diagrams for 14 samples having different compositions and different ratios of the components in the bicomponent systems were registered. Two from them are presented in Fig. 2.

The following characteristics were achieved: system I - T from 1100 to 1300 °C, $t = 4 - 5$ minutes, relative density 97.4 - 99.9 %, system II - T from 1000 to 1150 °C, $t = 3 - 20$ min, relative density 95,8 - 96,1 %.

Phase compositions during the sintering process were not changed (X-ray data).

The samples had a dense microstructure with grain sizes up to several microns (Fig.3).

Microhardness and fracture toughness factor for Palmqvist were determined with using of microhardness «Duramin Struers-5. These characteristics were used for

indirect quality certification of sintering of synthesized powders, as well as a control uniformity of microstructure parameters of sintered ceramics in different sections.

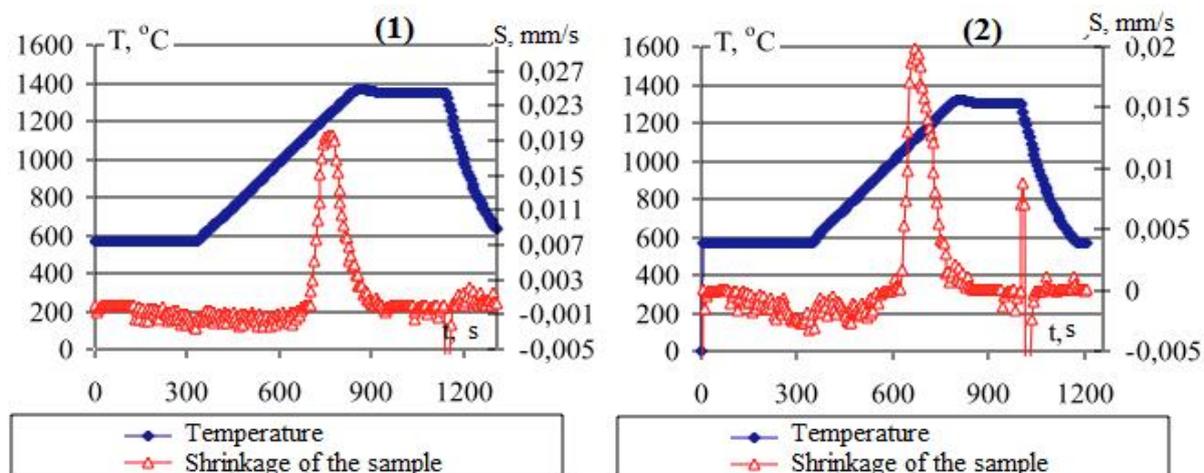


Fig.2. SPS diagrams. Sintering of the powders $ZrO_2 - 0.25$ (mol %) $LnO_{1.5}$: (1) $Ln = Sm$; (2) $Ln = Yb$. Dependences: shrinkage rate S , mm/s – temperature T , °C / sintering time t , s.

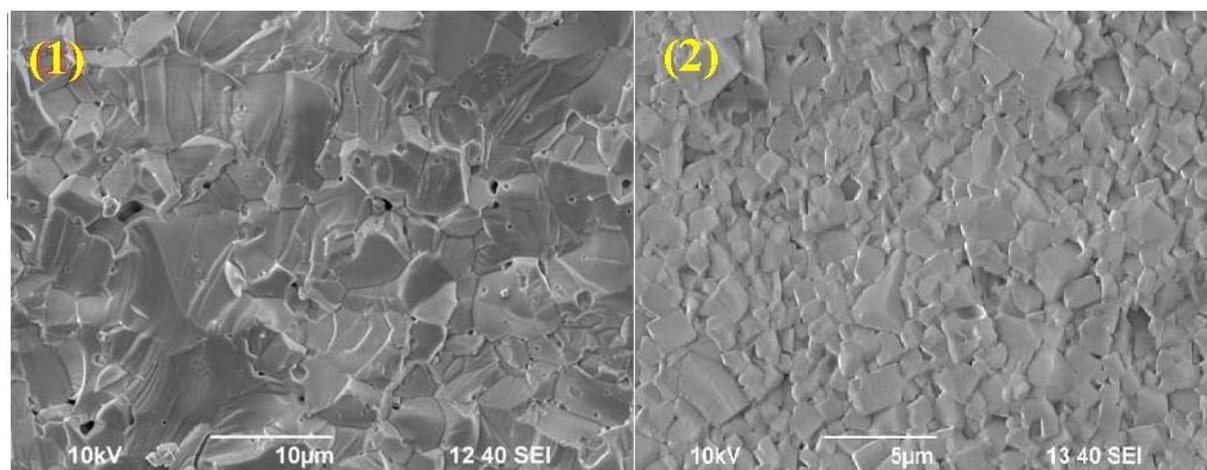


Fig.3. AFM images of ceramic surfaces (1) $MgO - 0.3$ (mol %) $SmO_{1.5}$ and (2) $ZrO_2 - 0.25$ (mol %) $SmO_{1.5}$

In experiments carried out the optimal regimes of colloid-chemical synthesis of powders and spark plasma sintering of ceramics were established. As a result we have prepared uniform high-density ceramics of different composition for inert matrix fuel IFM with increased thermal, hydrolytic and radiation stability.

НОВЫЙ ПЭЛ С ГАФНАТОМ ДИСПРОЗИЯ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ВВЭР

А.В. Захаров¹, Е.П. Клочков¹, В.Д. Рисованный¹,
И.Н. Васильченко², А.В. Гришаков², К.Ю. Куракин²,
С.А. Кушманов², В.М. Махин²

¹ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия
²ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»», г. Подольск, Россия

В настоящее время для органов регулирования (ОР) ВВЭР-1000 применяется составной ПЭЛ, нижняя часть которого выполнена из титаната диспрозия ($Dy_2O_3-TiO_2$), а верхняя часть – из карбида бора (B_4C). Поглощающий материал используется в виде порошка или таблеток. В качестве материала оболочки применяется хромоникелевый сплав 42ХНМ. ПЭЛы объединены в поглощающий стержень (ПС СУЗ) и могут перемещаться в направляющих каналах ТВС.

ПС СУЗ в составе ОР СУЗ предназначены:

- для быстрого прекращения ядерной реакции в активной зоне (режим аварийной защиты (АЗ) с падением ПЭЛов в направляющие каналы ТВС) а также

- для поддержания мощности на заданном уровне и ее изменения с одного уровня на другой, для выравнивания поля энерговыделения по высоте активной зоны, предупреждения и подавления ксеноновых колебаний с введением ПЭЛов в направляющие каналы на глубину до 30% высоты активной зоны (режим автоматического регулирования (АР) мощности).

Назначенный ресурс ПС СУЗ ВВЭР-1000 составляет 75600 эфф.ч, из них не более 25500 эфф.ч. в группе автоматического регулирования. Целесообразно увеличение назначенного ресурса для снижения эксплуатационных затрат, связанных с заменой ПС СУЗ. Кроме того, ресурс влияет на количество твердых радиоактивных отходов. Поэтому проводятся исследования и конструкторские проработки по увеличению ресурса штатных ПЭЛов, а также разрабатывается новый ПЭЛ с использованием гафната диспрозия.

Предпроектные проработки показали, что применение гафната диспрозия позволяет повысить радиационную стойкость и, соответственно, ресурс ПЭЛа (достигается увеличением доли (n, γ) поглотителя в ПЭЛе без снижения физической эффективности ПЭЛа относительно штатного).

В соответствии с действующими нормативными документами для увеличения назначенного ресурса необходимо проведение обосновывающих испытаний макетов ПЭЛа:

- до флюенса быстрых нейтронов $5 \cdot 10^{22}$ нейтр/см⁻² ($E > 0,1$ МэВ), флюенса тепловых нейтронов - $3 \cdot 10^{22}$ нейтр/см⁻² - для обоснования применения гафната диспрозия и

- до флюенса быстрых нейтронов $5 \cdot 10^{22}$ нейтр/см⁻² ($E > 0,1$ МэВ) – для обоснования материала оболочки – хромо-никелевого сплава 42ХНМ.

Необходимо также провести испытания, моделирующие проектные аварии, и экспериментально определить предельную температуру оболочки ПЭЛа в авариях. В настоящее время предельная температура оболочки принята равной 700°C для необлученного сплава 42ХНМ. В связи с увеличением ресурса ПЭЛа необходимо учитывать известный факт высокотемпературного охрупчивания облученного сплава 42ХНМ и снижения этой температуры до 550°C.

О ТЕХНОЛОГИЯХ ПРОИЗВОДСТВА, ИСПОЛЬЗОВАНИЯ И ПЕРЕРАБОТКИ ПЛОТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Ю.М. Головченко

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

К плотным топливам (нитриднему, металлическом) в последние годы повысился интерес в связи с разработкой БН-реакторов 4-го поколения.

Рассмотрены и сравнены ядерно-физические, технологические, радиохимические особенности топливных циклов БН-реактора, ориентированного на использование либо традиционного оксидного топлива, либо плотного нитридного топлива, либо высокоплотного металлического топлива.

Сделано заключение о приемлемости и технологической доступности одновременного использования в БН-реакторе (в том числе непосредственно в активной зоне) смешанного оксидного топлива (МОКС-топливо) и высокоплотного металлического урана (в том числе не обогащенного изотопом U-235 и не легированного какими-либо добавками).

Рассмотрены положительные эффекты «оксидно-металлической гетерогенизации» БН-реактора с позиций технологий изготовления, эксплуатации и последующей переработки элементов.

ОБЕДНЁННЫЕ ЗОНЫ В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-350

О.В. Рофман, К.В. Цай, О.П. Максимкин

РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Республика Казахстан

Одним из важных следствий процесса радиационно-индуцированной сегрегации атомов в поликристаллических аустенитных нержавеющей сталях, подвергаемых интенсивному воздействию высокоэнергетических частиц, является образование приграничных областей, свободных от дефектов и выделений. Эти

особенности микроструктуры, так называемые «обедненные зоны», играют большую роль в формировании физико-механических и коррозионных свойств облученных реакторных конструкционных материалов. В этой связи изучение особенностей обедненных зон представляет научный и практический интерес.

Объектом исследований данной работы служили образцы нержавеющей стали 12X18H10T (аналог AISI 321) и 08X16H11M3 (аналог AISI 316) – материалов шестигранных чехлов отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) Н-214(1), Н-214(2) и ЦЦ-19 реактора на быстрых нейтронах БН-350 (г. Актау, Казахстан). В ходе эксплуатации стали были облучены до повреждающих доз 0,25-59 сна при температурах от 280 до 423°C, а затем находились в водном бассейне от 4-х до 8 лет. Структуру границ зерен и приграничных участков стальных образцов, вырезанных из стенок чехлов с различных отметок по высоте ТВС, исследовали методом просвечивающей электронной микроскопии (JEOL JEM-2100), а элементный состав определялся при помощи энерго-дисперсионного спектрального анализа (EDS).

В зависимости от параметров облучения стали, приграничные зоны вдоль границ зерен были, как ярко выражены, так и практически отсутствовали. Установлено, что ТВС ЦЦ-19 (12X18H10T) характеризовалась наличием участков, обедненных выделениями вторичных фаз. Изучение изменений элементного состава облученных сталей подтвердило тенденцию уменьшения содержания хрома и увеличения никеля на границах зерен с ростом повреждающей дозы. Проведенный ранее рентгеновский микроанализ облученных образцов стали 08X16H11M3 с отметки «0» (без снятия коррозионного слоя) обнаружил следующее распределение элементов (вес.%): в теле зерна (Cr-18.2%, Ni-10.9%), на границе зерна (Cr-16.4%, Ni-11.8%). Линейные профили элементного состава сборок, полученные с приграничных зон с помощью EDS анализа, также указывают на неравномерное распределение элементов. Следует отметить, что значительное влияние на интенсивность пиков, связанную с прохождением электронного пучка сквозь материал и характеризующую локальную концентрацию элементов, оказывает наличие пор.

Полученные результаты свидетельствуют о том, что ширина обедненных порами приграничных зон достигает максимального значения 100 нм при дозе 50 сна, температуре облучения 349°C и скорости набора дозы $1,13 \cdot 10^{-6}$ сна/с. Количественная оценка среднего размера пор в зависимости от величины удаления от границы зерна (до 300 нм) позволила сделать вывод, что размер пор вблизи границ больше, чем в теле зерна. Обсуждается характер зависимости ширины обедненной зоны и концентрации элементов от параметров облучения быстрыми нейтронами.

DENUDED ZONES IN AUSTENITIC STAINLESS STEELS IRRADIATED IN BN-350 NUCLEAR REACTOR

O.V. Rofman, K.V. Tsay, O.P. Maksimkin

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

One of the major results of radiation-induced atom segregation in polycrystalline austenitic stainless steels is related to formation of near-grain boundary regions which are free of defects and precipitations. These microstructural characteristics, known also as “denuded zones”, play an important role in development of mechanical properties and corrosion resistance of irradiated structural materials. In this respect, the study of denuded zones is of scientific and practical interest.

The objects studied in this work were 12Cr18Ni10Ti (AISI 321 analog) and 08Cr16Ni11Mo3 (AISI 316) stainless steel samples - material of hexagonal shrouds from epy spent fuel assemblies H-214(1), H-214(2) and CC-19 of BN-350 nuclear reactor (Aktau, Kazakhstan). During operation steels were irradiated to damaging doses of 0.25-59 dpa at temperatures 280-423°C, and then they were placed to water environment for 4-8 years. Grain boundaries and near boundary regions of steel samples, cut from different levels along height of fuel assemblies, were studied by TEM (JEOL JEM-2100) combined with EDS analysis.

Depending on irradiation parameters, denuded zones were in some cases well distinguished while for some irradiation conditions were almost invisible. It was determined that CC-19 fuel assembly (12Cr18Ni10Ti) was characterized by the regions depleted with second phase particles. Element composition studies of irradiated steels confirmed that an increase in damaging dose leads to a decrease in Cr concentration and to an increase of Ni at grain boundaries. X-ray analysis performed earlier for irradiated 08Cr16Ni11Mo3 steel samples from mark “0” (without removal of corrosion layer) showed the following distribution of elements (wt.%): in the matrix (Cr-18.2%, Ni-10.9%), at a grain boundary (Cr-16.4%, Ni-11.8%). Line scanning profiles obtained at grain boundary’s regions by means of EDS analysis also indicated non-homogeneous distribution of elements. It should be noted, that presence of pores significantly influence peaks intensity which characterizes local concentration of elements due to electron beam going through the material.

Obtained results give evidence that the width of denuded with pores zones reaches its maximum of 100 nm at a dose of 50 dpa, irradiation temperature of 349 °C and dose rate of $1.13 \cdot 10^{-6}$ dpa/sec. Estimation of mean pore size depending on the distance from grain boundary (up to 300 nm) let to conclude that the mean pore size is higher at grain boundaries compared to that in the matrix. The effect of irradiation parameters on the width of denuded zones and elements’ concentrations has been discussed.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ПРИМЕСЕЙ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ СТРУКТУРЫ ЦИРКОНиеВОГО СПЛАВА Э110 ПОСЛЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОКИСЛЕНИЯ

Э.В. Ли, С.А. Никулин, А.Б. Рожнов,
В.А. Белов, В.И. Заболотникова

ФГАОУ ВПО «НИТУ «МИСиС»», г. Москва, Россия

Важной проблемой эксплуатации атомных электростанций являются возможные аварийные ситуации с потерей теплоносителя (аварии типа LOCA), которые приводят к охрупчиванию оболочек твэлов и возможному их разрушению при последующей выгрузке и обращении. Сохранение целостности оболочек твэлов в различных эксплуатационных условиях (в том числе, аварийных) является важнейшей задачей, решаемой в последние годы в области реакторного материаловедения.

Представлены результаты сравнительного анализа характеристик структуры и изломов образцов оболочечных труб из сплава Э110, изготовленных на основе Zr-губки с различным содержанием примесей после высокотемпературного окисления, имитирующего аварии типа LOCA ($T=1100$ °C, 10 и 18 % ЛГО). В работе сравнительно исследованы количественные характеристики структуры и изломов, измерена микротвердость по толщине стенки двух состояний сплава Э110 на основе губки с пониженным и повышенным содержанием примесей (суммарное содержание ряда примесей отличалось в 2 раза). Результаты сравнены с опубликованными данными об остаточной пластичности этих же состояний сплава Э110.

Результаты измерений показали, что изменение содержания примесей в сплаве Э110 не оказало существенного влияния на макрохарактеристики структуры после высокотемпературного окисления. Так, после экспериментов до степени окисления 10 % ЛГО в сравниваемых состояниях практически не отличались толщина оксидной пленки (40-50 мкм), глубина α -слоя (60-70 мкм) и размер зерна ϵ - β -слоя (80-100 мкм). После экспериментов до степени окисления 18 % ЛГО получены аналогичные результаты: толщина оксидной пленки составила в сравниваемых состояниях 60-80 мкм, глубина α -слоя – 80-100 мкм, размер зерна ϵ - β -слоя - 90-120 мкм.

В то же время анализ микрохарактеристик структуры после окисления до степени окисления 10 и 18 % ЛГО (размер пластинок превращенной α -фазы внутри ϵ - β -слоя, размер и плотность гидридов, доля структуры типа «корзиночного плетения», доля выделений насыщенной кислородом α -фазы, расположенных внутри ϵ - β -слоя) показал, что некоторые из них (в первую очередь, размеры гидридов и доля структуры типа «корзиночного плетения») несколько отличались в состояниях сплава Э110 с различным содержанием

примесей. Состояние сплава Э110 с более низким содержанием примесей характеризовалось более предпочтительными с точки зрения сопротивления разрушению характеристиками микроструктуры. Однако в целом, данные характеристики для обоих исследованных состояний сплава Э110 предпочтительнее по сравнению с характеристиками, ранее полученными для состояния сплава Э110 изготовленного на электролитической основе (характеризующегося еще большим содержанием примесей).

В работе обсуждаются взаимосвязи характеристик структуры, изломов, микротвердости и остаточной пластичности для сплава Э110 с различным содержанием примесей. Предлагается определение граничного суммарного содержания ряда примесей, ниже которого не происходит резкой деградации структуры и свойств оболочек твэлов после высокотемпературного окисления.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЛИЯНИЯ ОБЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОНАМИ И БЫСТРЫМИ ЗАРЯЖЕННЫМИ ЧАСТИЦАМИ НА ЦИКЛОТРОНЕ НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» НА ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ И ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ЛЕЙКОСАПФИРА

А.И. Рязанов¹, А.Л. Васильев¹, В.И. Выбыванец²,
Д.Я. Кравецкий², С.Т. Латушкин¹, Е.Д. Ольшанский¹,
К.А. Остапенко², Е.В. Семёнов¹, В.Н. Унежев¹

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия
²ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»», г. Подольск, Россия

Проблема создания и исследования радиационной стойкости конструкционных материалов для новых типов высокотемпературных атомных реакторов, способных работать при высоких температурах и выдерживать высокие дозы облучения, является одной из основных для успешного развития атомной энергетики в России. Получение высоких доз по смещениям на атом на обычных атомных реакторах за короткие времена облучения невозможно. Поэтому в настоящее время, в соответствии с общепринятой в мировой научной практике и широко используемой во всех странах в ведущих научных ядерных центрах методикой, предварительная аттестация радиационной стойкости новых конструкционных материалов для атомной энергетики проводится только на ускорителях заряженных частиц, где за существенно более короткие времена облучения могут быть получены высокие дозы по созданию первичных радиационных повреждений, измеряемых в смещениях на атом (сна), до 100 сна и выше при высоких температурах облучения (до 1000 °С). Этот подход существенно сокращает время и экономические затраты на исследования физических механиз-

мов радиационной стойкости облученных материалов для развития атомной энергетики.

В настоящей работе проведены экспериментальные исследования и разработаны новые теоретические модели для расчетов каскадных функций и скоростей образования дефектов для каждого типа выбитых атомов сапфира (Al_2O_3) в интервале температур от 500 до 1000 °С с учетом температурной зависимости пороговой энергии образования точечных дефектов в сапфире для энергетических нейтронных спектров установок исследовательских ядерных реакторов СМ-2 и ИВВ-2М. Также проведены расчеты для имитационных экспериментов по набору эквивалентной дозы в сна для температур облучения сапфира от 500 до 1000 °С протонами, альфа-частицами и ионами кислорода с энергиями от 5 до 60 МэВ на циклотроне НИЦ КИ. Проведен анализ образования субкаскадной структуры для ионного облучения сапфира и для нейтронных спектров СМ-2 и ИВВ-2М. Проведено моделирование образования каскадов и субкаскадов с учетом образования их различными первично выбитыми атомами алюминия и кислорода в облучаемом быстрыми частицами сапфире.

Экспериментальные исследования проводились на полированных образцах, изготовленных из выращенных сапфировых лент. Для данного эксперимента были разработаны и изготовлены также новые устройства для нагрева облучаемых образцов на циклотроне НИЦ КИ и проведения облучений быстрыми частицами при более высоких температурах (до 1000 °С).

Проведены также экспериментальные исследования радиационного распухания сапфира при высоких температурах облучения с помощью разработанной экспериментальной методики с использованием поверхностной профилометрии для облученных и необлученных областей сапфира при различных температурах облучения ($T_1 = 650$ °С и $T_2 = 920$ °С) ионами кислорода с энергией 11 МэВ до доз 25 сна. В этой работе проведен также анализ изменений микроструктуры облученных образцов сапфира с помощью использования просвечивающей электронной микроскопии высокого разрешения, который выявил наличие образования вакансионных пор и межузельных дислокационных петель.

EXPERIMENTAL AND THEORETICAL RESEARCH OF INFLUENCE OF NEUTRON AND FAST CHARGED PARTICLE IRRADIATION ON THE STRUCTURE CHANGES AND PHYSICAL-MECHANICAL PROPERTIES OF SAPPHIRE USING THE CYCLOTRON OF THE NRC "KURCHATOV INSTITUTE"

A.I. Ryazanov¹, A.L. Vasiliev¹, V.I. Vybyvanets², D.Y. Kravetsky²,
S.T. Latushkin¹, E.D. Olshansky¹, K.A. Ostapenko²,
E.V. Semenov¹, V.N. Unezhev¹

¹NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia

²FSUE «SRI SIA "LUCH"», Podolsk, Russia

The creation and research of radiation-resistant structural materials for new types of high-temperature nuclear reactors, that can operate at high temperatures and withstand high doses of radiation, is a key to the successful development of nuclear energy in Russia. Receiving high irradiation doses is impossible on conventional nuclear reactors for short times of irradiation. At present, preliminary certification of new radiation-resistant structural materials for nuclear power is performed by means of charged particle accelerators and this methodology is generally accepted in world scientific practice and widely used in all countries of the leading scientific nuclear centers. This technique allows of much shorter irradiation times for high doses of primary radiation damage production measured as displacements per atom (dpa) up to 100 and above at high temperatures (up to 1000 °C). This approach significantly reduces the time and cost of research on physical mechanism of radiation resistance of irradiated materials for nuclear power development.

In the present work, experimental research was carried out and new theoretical models were developed for calculations of cascade functions and displacement rates for each type of knock-on atoms in sapphire (Al₂O₃) in the temperature range from 500 up to 1000 °C taking into account the temperature dependence of the threshold energy of point defects in sapphire for neutron energy spectra of nuclear research reactors SM-2 and IVV-2M. The calculations for simulations experiments to reach an equivalent dose in dpa were performed for irradiation of sapphire by protons, alpha particles and oxygen ions with energies from 5 to 60 MeV and irradiation temperature from 500 to 1000 °C for the cyclotron of the NRC KI. Analysis of the formation of subcascade structure was carried out for ion irradiation and neutron spectra SM-2 and IVV-2M. The simulation of cascades and subcascades was performed taking into account different primary knock-on atoms of aluminum and oxygen in sapphire irradiated by fast particles.

Experimental studies were carried out on samples made from polished grown sapphire tapes. For this experiment, a set of new devices were designed and produced

for heating of samples during irradiation by fast particles on the cyclotron of the NRC KI to reach higher temperatures (up to 1000 °C).

Experimental research of radiation-induced swelling of sapphire at high temperature irradiation was carried out using developed experimental techniques of surface profilometry for irradiated and non-irradiated areas of sapphire at various irradiation temperatures ($T_1 = 650$ °C and $T_2 = 920$ °C). Samples were irradiated by oxygen ions with energy 11 MeV to doses up to 25 dpa. Analysis of changes in the microstructure of irradiated samples of sapphire was carried out in this work by means of high-resolution transmission electron microscopy, which revealed the presence of vacancy pores and dislocation loops.

РАСПУХАНИЕ НАПРАВЛЯЮЩИХ ГИЛЬЗ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ В НЕОДНОРОДНЫХ ТЕМПЕРАТУРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЯХ

С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев

ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Направляющие гильзы СУЗ быстрого реактора являются важными элементами активной зоны, которые обеспечивают его безопасную эксплуатацию. Их разрушение или значительное изменение размеров может привести к заклиниванию стержней СУЗ, что, безусловно, является недопустимым.

В данном докладе приводятся результаты исследования формоизменения и распухания направляющей гильзы стержня температурной компенсации (ТК) реактора БН-350 и направляющей гильзы аварийной защиты (АЗ) реактора БОР-60.

Облучение гильзы ТК происходило в 3 ряду активной зоны реактора БН-350 в течение 370,3 эфф. суток. Максимальный флюенс нейтронов за время облучения составил $1,52 \times 10^{23}$ нейтр./см² ($E > 0,1$ МэВ), что соответствует повреждающей дозе 65 сна. По высоте активной зоны температура гильзы ТК менялась от 285 до 420°С. Гильза АЗ эксплуатировалась в реакторе БОР-60 до максимального флюенса нейтронов $2,3 \times 10^{23}$ нейтр./см² ($E > 0,1$ МэВ), что соответствует повреждающей дозе 120 сна. Температура гильзы при этом менялась от 350 до 455°С.

Облучение направляющей гильзы стержня температурной компенсации (ТК) в реакторе БН-350 до максимальной повреждающей дозы 65 сна привело к ее значительному искривлению (максимальная стрела прогиба 15 мм) и изменению диаметра. В районе центра АЗ при исходном диаметре цилиндрической части гильзы равном 84 мм в одном из направлений размер гильзы уве-

личился до 89 мм. В перпендикулярном направлении размер гильзы уменьшился ниже исходного до 82 мм.

Эксплуатация направляющей гильзы стержня аварийной защиты (АЗ) реактора BOR-60 до максимальной дозы 120 сна привела к значительному увеличению размера шестигранной трубы по ребрам и уменьшению размера шестигранника по середине грани.

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

SWELLING OF GUIDE TUBES FOR CONTROL RODS IN NONUNIFORM FIELDS OF TEMPERATURE AND RADIATION

S.I. Porollo, Yu.V. Konobeev

SSC of the Russian Federation – The Institute for Physics and Power
Engineering named after A.I. Leipunsky, Obninsk, Russia

Guide tubes for control rods are the important core components of a fast reactor which ensure the reactor safe operation. The failure of the tubes or a significant change of their geometry can lead to wedging the rods that, of course, is inadmissible.

In this report the results of examination of the deformation and swelling of the guide tube for the temperature compensation (TC) rod of the BN-350 fast reactor and the guide tube of safety rod (SR) of the BOR-60 fast reactor are presented.

The tube TC was irradiated in the Row 3 of the BN-350 reactor core for 370.3 eff. days. Maximum neutron fluence equals 1.52×10^{23} n/cm² ($E > 0,1$ MeV), that corresponds to 65 dpa. Along the core height the temperature of the TC tube ranged from 285°C to 420°C. The SR tube operated in the BOR-60 reactor up to the maximum neutron fluence of 2.3×10^{23} n/cm² ($E > 0,1$ MeV) that corresponds to the dose of 120 dpa. The SR tube temperature varied from 350°C to 455°C.

The irradiation of the TC tube to the maximum dose of 65 dpa has resulted in significant bending (the maximal deflection is equal to 15 mm) and to diametral changes. In the core centerplane the initial diameter of 84 mm of the cylindrical part of the tube has increased up to 89 mm in one of the directions. In the perpendicular direction the tube diameter has decreased from the initial 84 mm to 82 mm.

The operation of the safety rod SR guide tube of the BOR-60 reactor up to the maximal dose of 120 dpa has led to a substantial increase of the hexagonal tube size across edges and to the reduction of flat-to-flat size at the face middle.

SR guide tube sizes change due to non-homogeneous swelling of the tube material (austenitic stainless steels EP-150 and X18H9) along height, perimeter and wall thickness. The swelling gradient leads to the occurrence of significant internal stresses in the tube which cause a reduction of guide tube initial size due to irradiation creep. The high level of residual stresses in the combination with severe embrittlement of the guide tube material can lead to the tube failure even in absence of external loads.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ НАПРЯЖЕННО-ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ ОБЛУЧЁННЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ НА ГИДРИРОВАНИЕ

Г.В. Кулаков¹, А.В. Ватулин¹, Ю.В. Коновалов¹,
А.А. Косауров¹, М.М. Перегуд¹, Е.А. Коротченко¹,
В.Ю. Шишин², А.А. Шельдяков²

¹ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

²ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В процессе эксплуатации оболочки из циркониевых сплавов поглощают водород, находящийся в теплоносителе. Концентрация водорода в оболочках твэлов, облученных в условиях атомных ледоколов, составляет (на конец эксплуатации):

- для сплава Э110 – не выше 0,02 масс. %;
- для сплава Э635 – не выше 0,03 масс. %.

При охлаждении содержащийся в оболочках водород выделяется в виде гидридов. Особенно нежелательной является радиальная ориентация гидридов, характерная для определенных условий облучения, что может приводить к снижению пластичности оболочки. В настоящей работе с использованием результатов дореакторных и послереакторных исследований оболочек из циркониевых сплавов, а также моделирования напряженно-деформированного состояния облученных оболочек твэлов проведен анализ влияния напряжений в оболочке на ориентацию гидридов.

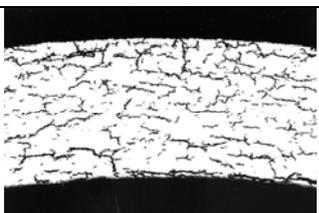
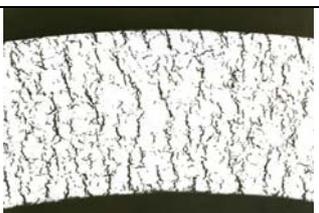
Для изучения влияния напряжений, создающихся в оболочках твэлов в процессе эксплуатации, на ориентацию гидридов были изготовлены герметичные ампулы (образцы) из труб циркониевых сплавов Э110, Э635 и Э635М. Образцы были наводорожены в соответствии со стандартом ASTM В-811 до концентрации водорода 0,02 масс. % методом газового насыщения. Растягивающие напряжения создавались внутренним давлением аргона. Испытания газонапол-

ненных наводороженных образцов проводились в паровой среде при температуре 340 и 400 °С в течение 30-40 суток.

Некоторые результаты исследований влияния растягивающих напряжений на ориентацию гидридов в трубах представлены в таблице 1.

По результатам дореакторных исследований было получено, что пороговое напряжение, при котором происходит переориентация гидридов, составляет $\sigma_{lim} = 70-90$ МПа. Полученные результаты хорошо согласуются с [1] ($\sigma_{lim} = 75-80$ МПа) и [2] (при $T=400$ °С $\sigma_{lim} = 74$ МПа).

Таблица 1 - Ориентация гидридов в трубах после коррозионных испытаний под напряжением

Э110	Э635	Э635М
		
$\sigma=49$ МПа; $T=340$ °С; $F_n=0,29$	$\sigma=69$ МПа; $T=340$ °С; $F_n=0,69$	$\sigma=88$ МПа; $T=400$ °С; $F_n=0,95$

В ходе материаловедческих послереакторных исследований в ОАО «ГНЦ НИИАР» изучалось влияние содержания и распределения водорода на работоспособность оболочек твэлов из циркониевых сплавов, облученных в реакторах атомных ледоколов. Проводилось травление оболочек на гидриды.

Было обнаружено, что под напряжением в облученных оболочках твэлов происходит смена ориентации гидридов на радиальную. Причем на определенных участках оболочки преимущественное выпадение гидридов радиальной ориентации происходит с внешней стороны оболочки (при этом с внутренней стороны оболочки образуются в основном тангенциальные гидриды), тогда как на других участках оболочки распределение ориентации обратное: с внешней стороны гидриды преимущественно тангенциальные, а с внутренней – радиальные. Указанное явление обусловлено сложным напряженно-деформированным состоянием оболочек, которое в свою очередь связано с наличием в сердечнике полостей определенной формы для компенсации распухания топливной композиции.

На рисунке 1 представлены микроструктуры поперечных сечений фрагментов оболочек из сплава Э635 вместе с результатами расчетов напряженно-деформированного состояния (дано распределение тангенциальных напряжений в оболочке). Расчеты напряженно-деформированного состояния твэла производились в упруго-вязко-пластической постановке с использованием конечно-элементного программного комплекса MARC. Распределение напряжений на рисунке 1 приведено на конец кампании для «разогретого» состояния активной зоны.

Видно, что результаты расчетов хорошо соответствуют результатам послереакторных исследований твэлов по характеру распределения гидридов в оболочках. Из рисунка 1 видно, что изменение исходной тангенциальной ориентации гидридов на радиальную в оболочках твэлов происходит при напряжениях свыше 70 МПа, то есть практически при таких же напряжениях, как и в дореакторных условиях.

Аналогичные расчеты для твэлов с оболочкой из сплава Э110 показали, что уровень тангенциальных напряжений по всему периметру оболочки на конец эксплуатации не превышает 50 МПа. Это хорошо согласуется с результатами послереакторных исследований, в которых для твэлов с оболочкой из сплава Э110 была обнаружена только тангенциальная ориентация гидридов.

Выводы

Приведены результаты экспериментального исследования влияния растягивающих напряжений на ориентацию гидридов в циркониевых трубах из сплавов Э110, Э635 и Э635М в дореакторных условиях. Показано, что изменение ориентации гидридов на радиальную происходит в диапазоне напряжений 70-90 МПа.

Проведено расчетное моделирование напряженно-деформированного состояния оболочек из циркониевых сплавов Э110 и Э635 твэлов, отработавших в активных зонах атомных ледоколов. Показано, что характер распределения гидридов соответствует распределению тангенциальных напряжений растяжения в оболочках твэлов при работе реактора на мощности, тогда как в момент выпадения гидридов при расхолаживании твэлов тангенциальные напряжения в оболочках становятся сжимающими (имеют отрицательные значения).

Изменение исходной тангенциальной ориентации гидридов на радиальную в оболочках твэлов из сплава Э635 происходит при напряжениях свыше 60-70 МПа, то есть практически при таких же напряжениях, как и в дореакторных условиях. В оболочках твэлов из сплава Э110 из-за большей скорости ползучести тангенциальные напряжения не превышают 48 МПа, что предопределяет тангенциальную ориентацию гидридов.

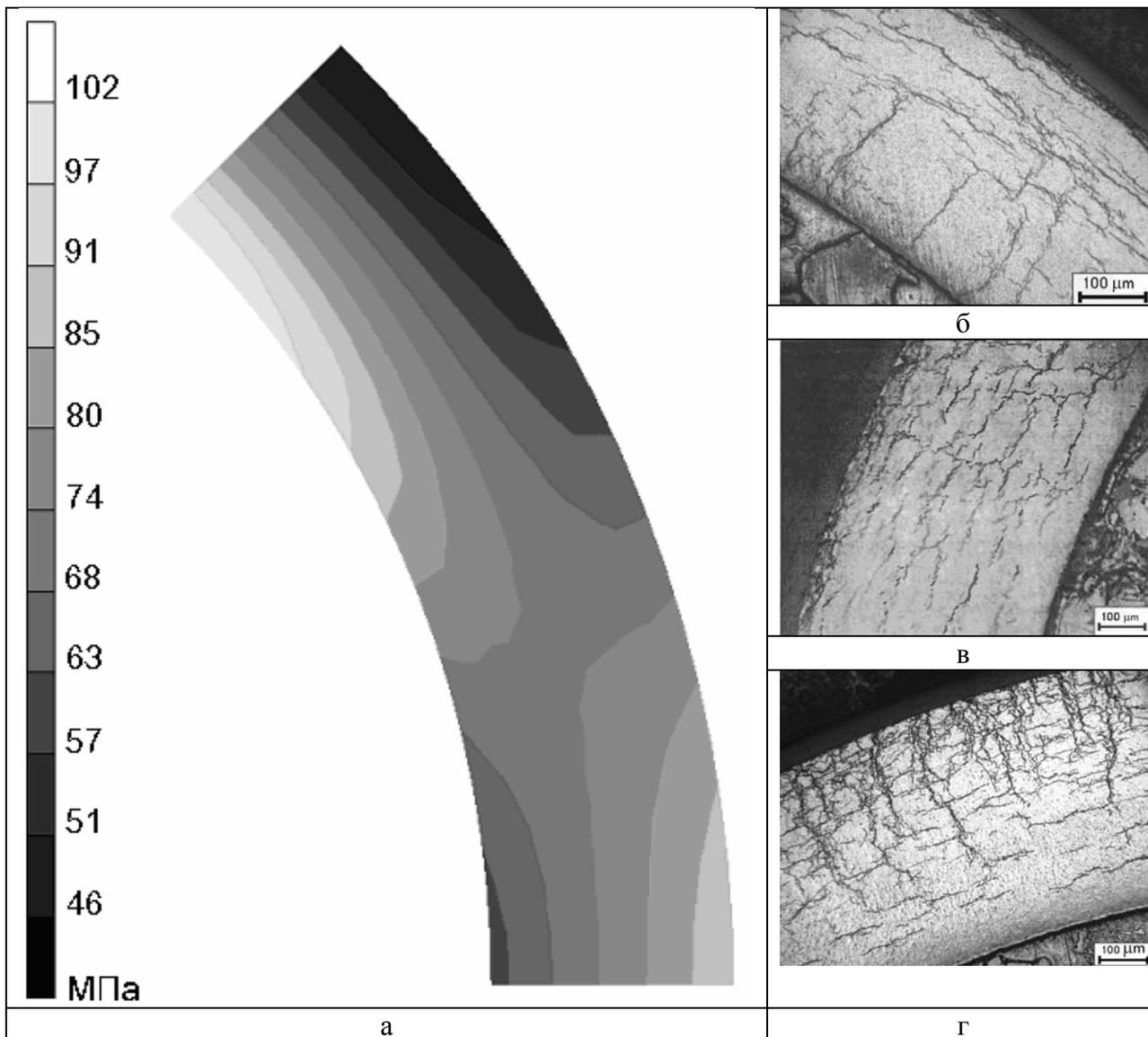


Рисунок 1. Сопоставление микроструктуры оболочки из сплава Э635 с результатами расчета напряженно-деформированного состояния твэлов с компенсирующей полостью, облученных в реакторах атомных ледоколов.

а – распределение тангенциальных напряжений в оболочке, МПа (низ рисунка - напротив выступа компенсирующей полости в сердечнике; верх – напротив впадины компенсирующей полости в сердечнике; середина – промежуточное положение);

б, в, г – микроструктура фрагмента оболочки (травление на гидриды);

б - напротив впадины компенсирующей полости в сердечнике;

в – промежуточное положение;

г - напротив выступа компенсирующей полости в сердечнике

Список литературы

1. K.B. Colas. et al. Acta Materialia, 2010, v. 58, p. 6575–6583
2. R.N. Singh et al. Journal of Nuclear Materials, 2004, v. 325, p. 26-33

INVESTIGATION OF STRESS-STRAIN STATE EFFECT ON HYDROGENATION IN IRRADIATED CLADDINGS FROM ZIRCONIUM ALLOYS

G.V. Kulakov¹, A.V. Vatulin¹, Yu.V. Konovalov¹,
A.A. Kosaurov¹, M.M. Peregud¹, E.A. Korotchenko¹,
V.Yu. Shishin², A.A. Sheldyakov²

¹JSC “A.A. Bochvar High-technology Research Institute
of Inorganic Materials”, Moscow, Russia
²JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia

Zirconium alloy fuel claddings absorb hydrogen from the coolant in operation. The hydrogen concentration in the claddings of fuel rods irradiated in atomic ice-breakers is as follows (as of the end of operation):

- Alloy E110 is no higher than 0.02 %wt;
- Alloy E635 is no higher than 0.03 %wt.

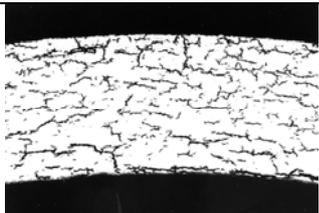
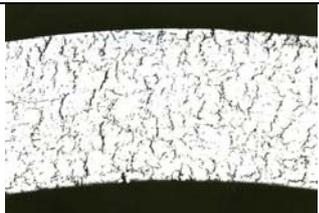
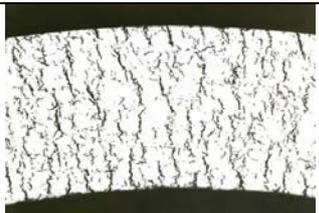
The hydrogen present in the fuel claddings releases in the form of hydrides under cooling. In particular, a radial orientation of hydrides is undesirable. It is specific to certain irradiation conditions and can lead to reduced plasticity of claddings. The present paper is concerned with analysis of stress-strain state effect on hydrides orientation in the cladding with the use of pre-irradiation and pos-irradiation test data for zirconium claddings as well as stress-strain simulation data for irradiated claddings of fuel rods.

In order to investigate the stress-strain state effect on orientation of hydrides in the claddings of fuel rods under their operation, it was necessary to manufacture leak-tight capsules (specimens) from E110, E635 and E635M alloy tubes. The test specimens were hydrogenated in accordance with standard ASTM B-811 up to a hydrogen concentration of 0.02 % wt by a gas saturation method. Tensile stresses were produced under intrinsic pressure of argon. The gas-filled hydrogenated specimens were subjected to testing in steam at a temperature of 340°C and 400°C for 30-40 days.

Given in Table 1 are some results of investigation into the tensile stress effect on orientation of hydrides.

According to the results of pre-irradiation testing, the threshold stress that led to reorientation of hydrides was $\sigma_{lim} = 70-90$ MPa. The obtained experimental data agree closely with [1] ($\sigma_{lim} = 75-80$ MPa) and [2] (at $T=400$ °C $\sigma_{lim} = 74$ MPa).

Table 1. Orientation of hydrides in test tubes after stress corrosion testing

E110	E635	E635M
		
$\sigma=49$ MPa; $T=340$ °C; $F_n=0.29$	$\sigma=69$ MPa; $T=340$ °C; $F_n=0.69$	$\sigma=88$ MPa; $T=400$ °C; $F_n=0.95$

JSC “SSC RIAR” carried out the post-irradiation examinations to investigate hydrogen effect and its distribution on operational integrity of claddings from zirconium alloys irradiated in reactors of nuclear icebreakers. The cladding samples were subjected to hydride etching.

The post-irradiation examinations revealed that hydrides changed their orientation for the radial one in the irradiated claddings of fuel rods under the applied tension. It might be well to point out that precipitation of hydrides with the radial orientation was observed for the most part in certain regions on the outside of the cladding (note that tangential hydrides were formed for the most part on the inside of the cladding). However, other regions of the cladding exhibited an inverse orientation of hydrides i.e. there were tangential hydrides for the most part on the outside of the claddings and radial ones on the inside of the cladding. This phenomenon was caused by a complex stress-strain state of the claddings that formed in its turn due to cavities of definite shape in the fuel meat for fuel swelling compensation.

Shown in Fig. 1 are microstructures at the cross-sections of cladding specimens from alloy E635 as well as calculated stress-strain data (distribution of tangential stresses in the cladding). Calculation of stress-strain data was made with reference to elastoviscoplasticity with the use of finite element code MARC. Figure 1 demonstrates distribution of stresses at the end of life for a hot state of the core.

It is easy to see that the calculated data agree closely with the results of post-irradiation examinations as to the nature of hydrides distribution in the claddings. Figure 1 implies that the initial tangential orientation of hydrides changed to the radial one in the claddings of fuel rods at stresses higher than 70 MPa i.e. the stress values were nearly the same as under the pre-irradiation conditions.

According to the results of similar calculations with reference to the E110 alloy, the tangential stress values did not exceed 50 MPa along the entire perimeter of the cladding at the end of life. These data agree closely with the results of post-irradiation examinations as they reveal the tangential orientation of hydrides only in fuel rods with the cladding from the E110 alloy.

Conclusions

Presented here are the results of investigation into the tensile stress effect on orientation of hydrides in zirconium tubes made from alloys E110, E635 and E635M under the pre-irradiation conditions. It was experimentally found that the orientation of hydrides changed to the radial one in the range from 70 to 90 MPa.

The numerical simulation of the stress-strain state was done for the claddings made from alloys E110 and E635. These fuel rods were operated in the cores of nuclear icebreaker reactors. It was found out that the nature of hydrides distribution corresponded to the distribution of tangential tensile stresses in the claddings of fuel rods when the reactor was operated at full power but the tangential stresses became compression ones (they acquire a negative value) at the moment of hydride precipitation under cooling of fuel rods

The initial tangential orientation of hydrides changed to the radial one in the E635 claddings of fuel rods at stresses higher than 60-70 MPa i.e. the stress values were nearly the same as under the pre-irradiation conditions. The E110 claddings re-

vealed that tangential stresses did not go higher than 48 MPa due to a high rate of creep and it implies the tangential orientation of hydrades.

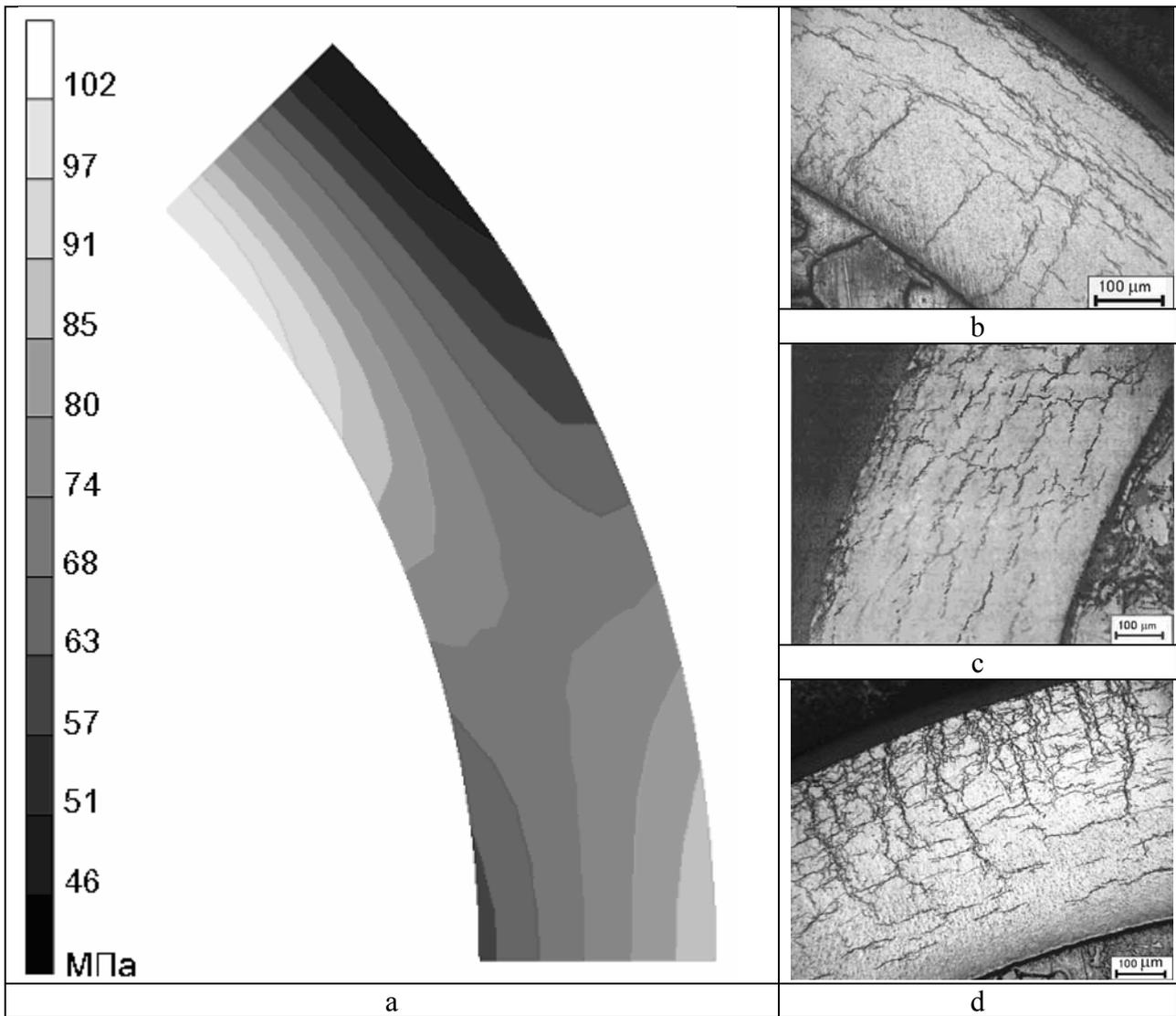


Figure 1. Comparison of the E635 cladding microstructure with the calculated stress-strain data of fuel rods (with a compensatory cavity) irradiated in the reactors of nuclear icebreakers

a – distribution of tangential stresses in the cladding, MPa (the lower part of the figure – in front of protruded part of compensatory cavity in the fuel meat; the upper part – in front of the compensatory cavity dent in the fuel meat; the middle part – intermediate position);

b, c, d – a fragment of cladding microstructure (hydride etching);

b - in front of the compensatory cavity dent in the fuel meat;

c – intermediate position;

d - in front of protruded part of compensatory cavity in the fuel meat.

References

1. K.B. Colas. et al. *Acta Materialia*, 2010, v. 58, p. 6575–6583
2. R.N. Singh et al. *Journal of Nuclear Materials*, 2004, v. 325, p. 26-33

СОВРЕМЕННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ И РЕШЕНИЯ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ И ИССЛЕДОВАНИЙ МАТЕРИАЛОВ В ГОРЯЧИХ КАМЕРАХ. ПРИМЕРЫ ПРИМЕНЕНИЯ

К.Н. Астахов

ООО «Мелитэк», г. Москва, Россия

1. Основные направления деятельности компании Мелитэк в области исследований материалов.
Краткий обзор поставляемого оборудования для исследования свойств материалов и системный подход компании Мелитэк при оснащении исследовательских лабораторий атомной промышленности.
2. Новые модели испытательных систем для определения механических свойств материалов для атомной промышленности. Примеры применения.
Обзор специализированных решений для исследования свойств материалов в атомной промышленности с помощью современного испытательного оборудования в горячих камерах. Примеры реализованных проектов.

MODERN EQUIPMENT AND SOLUTIONS FOR REACTOR TESTING AND MATERIALS RESEARCH INSIDE HOT CELLS. APPLICATION EXAMPLES

K.N. Astakhov

Melytec, LLC; Moscow, Russia

1. Main business activities of company Melytec in the materials research field.
Short overview of supplied equipment for materials research and system approach of company Melytec at equipping of research laboratories of atomic industry.
2. New models of testing systems for mechanical properties determination for atomic industry. Application examples.
Overview of specialized solutions for materials properties research in atomic industry by the modern testing equipment inside Hot Cells. Examples of realized projects.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОБРАЗОВАНИЯ КЛАСТЕРОВ В СПЛАВАХ НА ОСНОВЕ Fe-Cr В ПРОЦЕССЕ ТЕРМИЧЕСКОГО ОТЖИГА И ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ

В.В. Светухин¹, П.Е. Львов¹, Э. Гаганидзе²

¹ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

²KIT, г. Карлсруэ, Германия

Изучение закономерностей формирования выделений второй фазы в сплавах на основе системы железо-хром является одной из важных задач реакторного материаловедения [1,2]. Данный интерес обусловлен высокой степенью устойчивости хромосодержащих сталей к радиационному набуханию при сохранении пластичности в условиях реакторного облучения. Данные свойства обычно связывают с образованием в них α' - фазы, представляющих собой кластеры обогащенные атомами хрома [3-5].

В данной работе было проведено моделирование формирования α' - фазы в сплавах Fe-Cr в условиях термического отжига и под действием нейтронного облучения.

Рассмотрение роста выделений второй фазы построено на предположении о диффузионном механизме роста кластеров, состав которых является квазиравновесным и определяется их размером [6]. Эволюция системы была рассчитана на основе метода квазимолекулярных реакций. Получены зависимости среднего размера (рис. 1) и концентрации кластеров (рис. 2) от времени отжига для сплава Fe-20at%Cr при $T=773\text{K}$, которые удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными работы [5].

Определенный при расчетах коэффициент диффузии атомов хрома составил $7,0 \cdot \frac{10^{-19} \text{cm}^2}{\text{с}}$, что согласуется с экспериментальными данными работы [7]. Рассчитаны кривые изохронного отжига (рис. 3) для нескольких сплавов на основе системы железо-хром. Как следует из рисунка, при понижении концентрации хрома область наиболее эффективного образования α' -фазы смещается в область более низких температур.

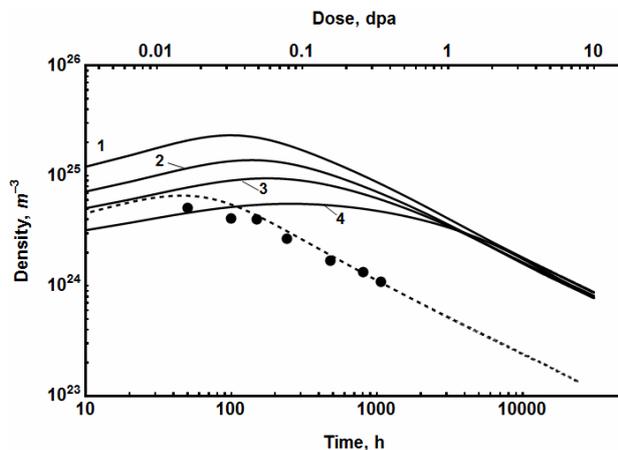


Рис.1 Зависимость концентрации кластеров от времени отжига или продолжительности облучения (повреждающей дозы). Точки - экспериментальные данные для Fe-20at%Cr при 773K [5]. Пунктирная линия - расчет для Fe-20at%Cr при 773K. Сплошные линии - расчет для облученных сплавов Fe-XCr: 1 - X = 20at%, 2 - X=16at%, 3 - X = 14at%, 4 - X = 12at%.

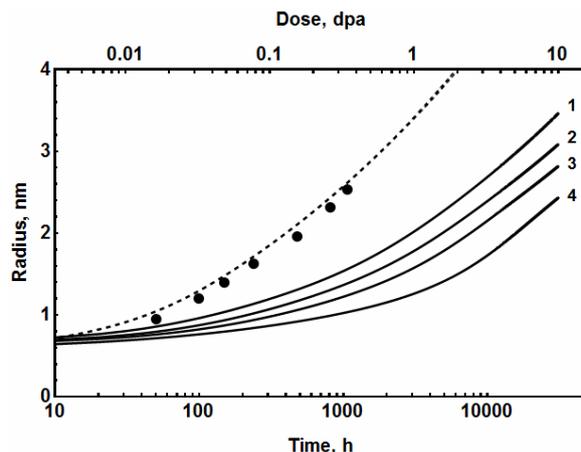


Рис. 2 Зависимость среднего радиуса кластеров от времени отжига или повреждающей дозы. Точки - экспериментальные данные для Fe-20at%Cr при 773K. Пунктирная линия - расчет для Fe-20at%Cr при 773K. Сплошные линии - расчет для сплавов Fe-XCr под облучением: 1 - X = 20at%, 2 - X=16at%, 3 - X = 14at%, 4 - X = 12at%.

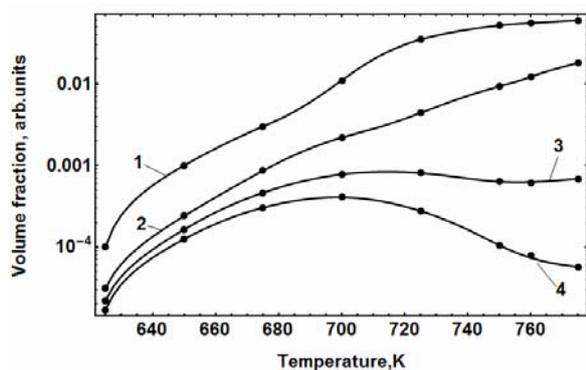


Рис.3 Зависимость объемной доли α^f - фазы в сплавах Fe-XCr от температуры отжига в течение 5000 часов: 1 - 20at.%Cr, 2 - 16at.%, 3 - 14at.%, 4 - 13 at.%. Точки - результат моделирования, сплошные линии - аппроксимация с помощью кубического сплайна.

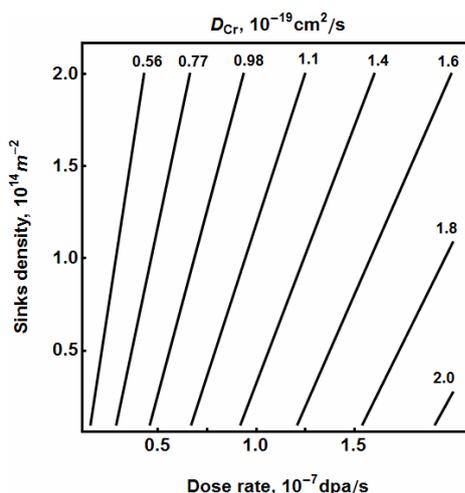


Рис.4 Зависимость коэффициента диффузии атомов хрома в альфа-железе под облучением от плотности стоков и эффективной скорости смещений. Отложенные на сплошных линиях численные значения соответствуют коэффициенту диффузии при заданной скорости смещений G_{α}^f и плотности стоков ρ .

Моделирование кинетики образования α^f - фазы в сплавах на основе системы железо-хром в условиях облучения было проведено на основе представления о радиационно-ускоренной диффузии атомов хрома, при этом равновесный состав кластеров и матрицы определялся аналогично термическому отжигу в соответствии с результатами работ [6,8]. Получены расчеты зависимостей среднего размера и состава кластеров от времени облучения (повреждающей дозы) для нескольких сплавов на основе системы железо-хром (рис. 1 и 2). Результаты расчета для сплава Fe-12at%Cr удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными, полученными в работе [9] для дозы 0.6dpa. Рассчитанный

коэффициент диффузии атомов хрома оказался равным $1.4 \cdot \frac{10^{-19} \text{ см}^2}{\text{с}}$, что почти на семь порядков выше, чем соответствующее термическое значение $(2.2 \cdot \frac{10^{-26} \text{ см}^2}{\text{с}} [7])$.

Был проведен также расчет коэффициента радиационно-ускоренной диффузии атомов хрома на основе анализа процессов генерации и рекомбинации радиационных дефектов с помощью известных в литературе [10] данных о диффузии вакансий и междоузлий, эффективности стоков, их плотности и др. Результаты расчета, полученные с помощью данного подхода (рис. 4), также подтверждают ускорение диффузионных процессов на шесть-семь порядков в условиях облучения, что согласуется с полученными результатами на основе методов кинетики квазимолекулярных реакций.

Работа выполнена при поддержке грантов РФФИ №12-02-97033-р_поволжье_a и №13-01-00945.

Литература:

1. Matijasevich, M. Effect of Cr on the mechanical properties and microstructure of Fe-Cr model alloys after n-irradiation/ M. Matijasevich, A. Almazouzi // Journal of Nuclear Materials. - 2008. - v.377. - P.147-154.
2. Malerba, L. Multiscale modelling of radiation damage and phase transformations: The challenge of FeCr alloys / L. Malerba, A. Caro, J. Wallenius // Journal of Nuclear Materials. - 2008. - v.382. - P.112-125.
3. Bonny, G. Identification and characterization of Cr-rich precipitates in FeCr alloys: An atomistic study/ G. Bonny, D. Terentyev, L. Malerba // Computer Materials Science. - 2008. - v.42. - P.107-112.
4. Malerba, L. Modelling of Radiation Damage in Fe-Cr Alloys / L. Malerba, D.A. Terentyev, G. Bonny, A.V. Barashev, C. Bjorkas, N. Juslin, K. Nordlund, C. Domain, P.Olsson, N.Sandberg, J. Wallenius // Journal of ASTM International. - 2007. - V.4. - №6. - JAI100692. - 19p.
5. Novy, S. Atomic scale analysis and phase separation understanding in a thermally aged Fe-20 at.%Cr alloy / S. Novy, P. Pareige, C. Pareige // Journal of Nuclear Materials. - 2009. - V.384. - P.96 -102.
6. Svetukhin, V. Kinetics and thermodynamics of Cr nanocluster formation in Fe-Cr system/ V. Svetukhin, P. L'vov, M. Tikonchev, E. Gaganidze, C. Detloff // Journal of Nuclear Materials. - 2011. - V.415. - P.205-209.
7. Lee, C.-C. Diffusion of chromium in α -iron / C.-C. Lee, Y. Iijima, T. Hiratani, K. Hirano // Materials Transactions, JIM. - 1990. - V.31. - P.255-261.
8. Svetukhin, V.V. Modeling of Chromium Nanocluster Growth under Neutron Irradiation / , Svetukhin V.V., L'vov P.E., Gaganidze E. Tikhonchev M., Krestina N.S. // Journal of nuclear materials, 2013, 442, p.S624-S627.
9. Kuksenko, V. Effect of neutron-irradiation on the microstructure of a Fe-12at.%Cr alloy / V.Kuksenko, C. Pareige, C. Genevois, F. Cuvilly, M. Roussel, P. Pareige // Journal of Nuclear Materials. - 2011. - V.415. - P.61-66.
10. Bikenheuer, U. On the formation of mixed vacancy-copper clusters in neutron-irradiated Fe-Cu alloys / U. Bikenheuer, A.Ulbricht, F. Bergner, A. Gokhman //Journal of Physics: Conference Series. - 2010. - V.247. - 012011.

МОЛЕКУЛЯРНО-ДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСТВОРЕНИЯ ОБОГАЩЁННЫХ ХРОМОМ ПРЕЦИПИТАТОВ В СПЛАВЕ Fe-9%Cr В КАСКАДАХ АТОМНЫХ СМЕЩЕНИЙ

М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин

ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

Работа посвящена моделированию каскадов атомных смещений в сплаве Fe-9ат.%Cr, содержащем обогащенные хромом преципитаты. Моделирование проведено методом молекулярной динамики для начальной температуры кристаллита 300 К. Были рассмотрены сферические преципитаты диаметром от 1 до 5 нм, содержащие 95ат.% хрома. Каскады моделировались для двух энергий первично выбитого атома (ПВА): 15 и 20 кэВ. Рассматривались три расстояния от положения ПВА до центра преципитата 2.5, 5.1 и 10.2 нм. Моделирование проведено с использованием многочастичного потенциала межатомного взаимодействия А. Каро и др. [1]. Для корректного описания взаимодействий на небольших межатомных расстояниях используемый потенциал был модифицирован. Такая модификация важна при моделировании радиационной повреждаемости. Показано, что модифицированный потенциал обеспечивает удовлетворительное согласие с расчетами из первых принципов энергий формирования дефектных структур, содержащих атомы Cr, в матрице ОЦК Fe, выполненных Ольссоном и др. [2].

Рассчитаны параметры первичного радиационного повреждения, как в присутствии обогащенного хромом преципитата, так и без таких преципитатов. Установлено, что преципитат диаметром 5 нм вызывает рост числа дефектов, выживающих в каскадах с энергией 15 кэВ, на $\approx 25\%$. Отмечается небольшое повышение доли Cr в СМА для каскадов обеих энергий, инициированных на небольших (до 5.1 нм) расстояниях от преципитата диаметром 5 нм. Преципитат диаметром 1 нм не оказывает значительного влияния на первичное радиационное повреждение. Для энергии ПВА 20 кэВ и диаметра преципитата 5 нм наши результаты хорошо согласуются с полученными ранее результатами Вёртек и др. [3].

К основному результату работы следует отнести обнаруженную склонность обогащенных хромом преципитатов к растворению в каскаде смещений. При этом большие преципитаты (диаметром 3-5 нм) претерпевают лишь очень слабые изменения и, в целом, остаются стабильными. Состав и размер небольших преципитатов диаметром 1 нм изменяются существенно, иногда наблюдается их полное растворение. Преципитаты среднего размера (2 нм) не растворяются полностью, однако, преципитат уменьшается в размере, концентрация Cr в нем заметно снижается.

Пример наблюдаемого растворения преципитата показан на рис.1. Из рисунка хорошо видно, что полное растворение наблюдается уже на баллистической стадии каскада.

Каскады инициируемые на расстоянии 10.2 нм от центра преципитата не вызывают изменений размера и состава 1 нано-метрового преципитата и вносят очень слабые изменения в состав преципитата размером 5 нм. В остальных случаях наблюдается тенденция к растворению преципитата в каскаде смещений. Концентрация хрома в преципитате снижается, а в окружающем преципитат шаровом слое матрицы возрастает.

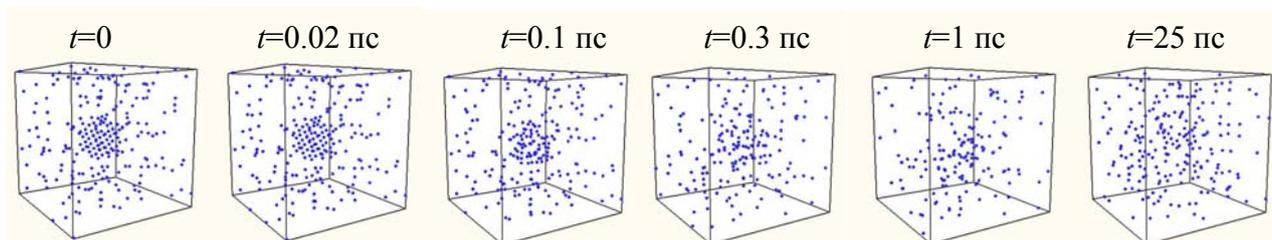


Рис. 2. Пример полного растворения преципитата диаметром 1 нм при прохождении каскада смещений энергии 20 кэВ. Точками показаны атомы Cr, t – время развития каскада, размер представленного фрагмента расчетной области $3 \times 3 \times 3$ нм

На рис. 2 представлены средние концентрации хрома в обогащенных хромом преципитатах всех рассмотренных размеров после прохождения каскада энергии 20 кэВ инициированного на расстоянии 2.5 нм от центра преципитата. Хорошо видно, что эти результаты хорошо аппроксимируются степенной функцией $\Delta\rho_C(d) = -30.512 \times d^{-1.928}$, где d – начальный радиус преципитата.

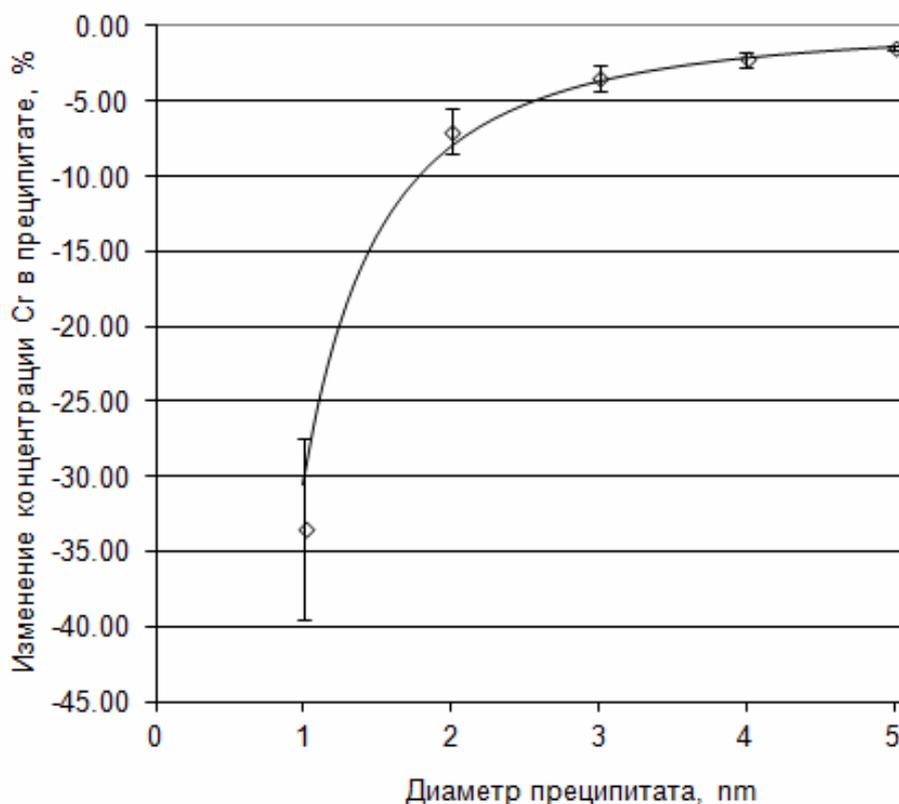


Рис. 2. Средние значения концентрации хрома в обогащенных хромом преципитатах всех рассмотренных размеров после прохождения каскада энергии 20 кэВ инициированного на расстоянии 2.5 нм от центра преципитата.

Полученные результаты целесообразно учитывать в дальнейшем при разработке моделей структурных изменений высокохромистых сталей под облучением, например, в рамках кинетической теории.

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки РФ и при частичной поддержке РФФИ – проект 12-08-97076.

Литература

1. A. Caro, D. A. Crowson, and M. Caro, Phys. Rev. Lett. 95 (2005) 075702
2. P. Olsson, C. Domain, and J. Wallenius, Phys. Rev. B 75 (2007) 014110
3. K. Vörtler, C. Bjorkas, D. Terentyev, L. Malerba, K. Nordlund, J. Nucl. Mater. 382 (2008) 24

МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КАСКАДОВ АТОМНЫХ СМЕЩЕНИЙ С ГЕЛИЕВЫМИ ПУЗЫРЬЯМИ НЕБОЛЬШОГО РАЗМЕРА В МАТРИЦЕ ОЦК-ЖЕЛЕЗА

М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин

ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

Путем молекулярно-динамического моделирования прохождения каскадов атомных смещений через гелиевые пузырьки в матрице ОЦК-железа получены качественные и количественные оценки изменения размеров и состава (отношения He/V) гелиевых пузырьков небольшого (до 1 нм в диаметре) размера для энергий каскада от 1 до 30 кэВ. При моделировании использовали смешанные потенциалы межатомного взаимодействия. Для железа был выбран многочастичный потенциал из работы [1], который является потенциалом типа Финниса-Синклера. Для описания взаимодействий железа с гелием использовали парный потенциал из работы [2]. Для описания He-He взаимодействий использовали парный потенциал из работы [3].

Построение атомарной модели гелиевого пузыря начинали с задания шаровых вакансионных кластеров в матрице ОЦК железа. Затем в этих кластер равномерно помещались атомы гелия. Число атомов гелия соответствовало заданному гелий-вакансионному отношению. В рамках настоящего проекта мы ограничились рассмотрением двух таких отношений: 1.0 и 0.5. Изначально атомы гелия распределялись равномерно по объему кластера. Вычисления начинались с релаксации построенной системы при температуре 500 К в течение 10 пс. Используемый параметр решетки железа $a_0=2.8649 \text{ \AA}$ был рассчитан ранее для этой температуры и используемого потенциала. Рассматривали энергии ПВА 1, 3, 5, 15, 20 и 30 кэВ.

Проведенные расчеты не выявили значимого влияния гелиевых пузырьков на параметры радиационного повреждения железа.

В результате проведенного исследования было установлено, что гелий-вакансионное отношение уменьшается для случая его начального значения равного единице ($He/V=1$) до значений 0.88, 0.74, 0.88 и 0.98 соответственно возрастанию расстояния от ПВА до центра пузырька.

Соответствующие оценки для начального отношения $He/V=0.5$ составили 0.64, 0.48, 0.66 и 0.58. Т.е., для таких пузырьков, в большинстве случаев, наблюдается возрастание гелий-вакансионного отношения.

Основным результатом являются оценки доли атомов гелия, уходящих из пузырька в процессе каскадного перемешивания. Атом гелия считаем покинувшим пузырек если после каскада он, либо оказывается в вакансионном кластере, не содержащем других атомов гелия (мономер), или в одиночной вакансии, либо попадает в междоузельное пространство решетки железа. Такие атомы гелия, независимо от их последующего расположения в решетке железа, будем называть одиночными. Подсчет одиночных атомов позволяет оценить степень растворения пузырька в каскаде смещений. Отметим, что в ряде случаев мы также наблюдали расщепление одного пузырька на два пузырька меньшего размера. Однако такие случаи были крайне редки и в дальнейшем не учитывались.

Усреднение числа одиночных атомов гелия проводили по всем промоделированным каскадам для каждого пузырька и расстояния до ПВА. Затем, для каждого пузырька усредняли полученные оценки по расстояниям, используя отношение

$$\bar{n} = (n_1(\frac{r_1 + r_2}{2})^3 + n_2((\frac{r_2 + r_3}{2})^3 - (\frac{r_1 + r_2}{2})^3) + n_3(r_3^3 - (\frac{r_2 + r_3}{2})^3)) / r_3^3$$

Здесь нижний индекс соответствует расстоянию между пузырьком и ПВА в порядке его возрастания, r_i и n_i – расстояние и соответствующее ему среднее число одиночных атомов гелия. Наибольшее расстояние (r_4) в усреднении не используется, поскольку для этого расстояния случаев образования одиночных атомов гелия не зафиксировано.

Полученные результаты по оценки доли атомов гелия покинувших пузырек в каскаде атомных смещений представлены на рис. 1. При этом наши результаты дополнены соответствующими оценками, полученными ранее Столлером [4]. Хорошо видно, что наши оценки хорошо согласуются с результатами из работы [4] для пузырьков, содержащих 20-40 атомов гелия. Следует отметить, что в работе [4] использовали другие потенциалы межчастичного взаимодействия. В частности для описания гелия в железе использовали многочастичное взаимодействие. Т.о., наблюдаемое хорошее согласие результатов имеет место, несмотря на использование потенциалов разного типа. В тоже время наши оценки следует рассматривать и как важное дополнение ранее полученных результатов, поскольку мы впервые рассмотрели гелиевые пузырьки очень маленьких размеров (2-15 атомов He).

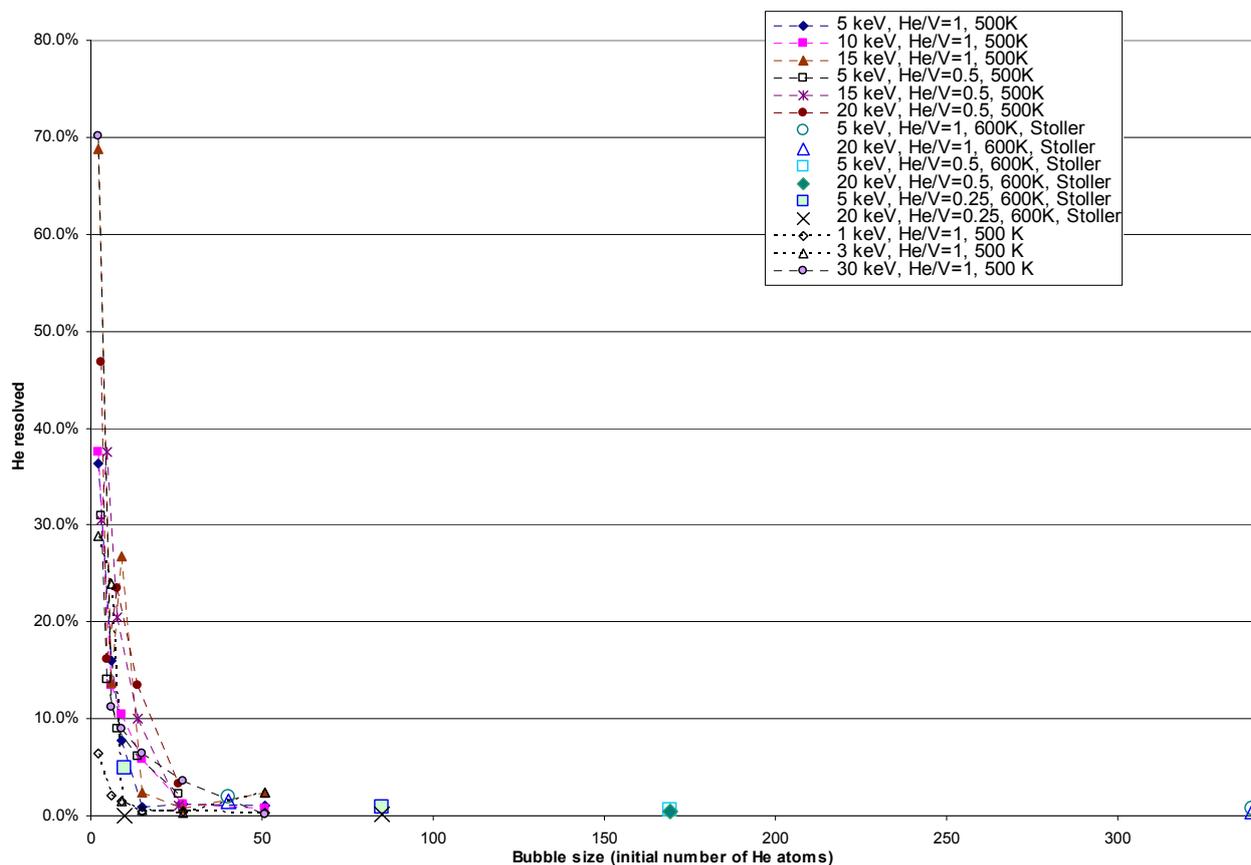


Рис. 1. Доли гелия, растворяющегося в каскаде атомных смещений. %

Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки РФ, а также при частичной поддержке гранта РФФИ: проект № 13-01-00945.

Ссылки

- [1] G.J. Ackland, M.I. Mendeleev, D.J. Srolovitz, S.W. Han, A.V. Barashev, J. Phys. Condens. Matter. 16 (2004) S2629.
- [2] N. Juslin, K. Nordlund, Pair potential for Fe–He. J. of Nucl. Mater. 382 (2008) 143
- [3] D.E.Beck, A new interatomic potential function for helium. Molecular Physics, 1968, Vol. 14, No. 4, 311
- [4] R. E. Stoller, D. M. Stewart, An atomistic study of helium resolution in bcc iron // Journal of Nuclear Materials 417 (2011) 1106–1109.

МОЛЕКУЛЯРНО-ДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КАСКАДОВ АТОМНЫХ СМЕЩЕНИЙ В СЛУЧАЙНОМ СПЛАВЕ Fe-9ат.%Cr С СИММЕТРИЧНО-НАКЛОННЫМИ МЕЖЗЁРЕННЫМИ ГРАНИЦАМИ

М.Ю. Тихончев, А.Б. Муралёв, В.В. Светухин

ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

Проведено моделирование 10 keV каскадов атомных смещений вблизи симметрично-наклонных межзеренных границ (ГЗ) в сплаве Fe-9АТ.%Cr. Рассмотрены границы $\Sigma 5(210)$, $\Sigma 5(310)$, $\Sigma 17(410)$, $\Sigma 13(510)$ и $\Sigma 17(530)$ с одной осью вращения [001]. Не выявлено зависимости качественных и количественных особенностей радиационного повреждения от типа рассматриваемой границы. Общее число точечных дефектов, произведенных в рассматриваемых бикристаллах, существенно (до 4 раз) превосходит соответствующую оценку для кристалла без ГЗ. Наблюдается склонность дефектов аккумулироваться в зернограничной области. Эти результаты объясняются положительной энергией связи вакансий и собственных междоузельных атомов (СМА) с межзеренной областью. Свойство ГЗ аккумулировать вблизи себя точечные дефекты в процессе радиационного повреждения материала отмечалось ранее другими исследователями (см., например, работы [1 – 4]). При этом накопление междоузельных атомов происходит более интенсивно как по причине более высокой энергии связи, так и вследствие их высокой подвижности. Среднее число СМА вне межзеренной области ниже соответствующего значения для идеального кристалла без ГЗ. Это отличие достигает ~ 2 раз. Для расстояний между ГЗ и ПВА 2 – 3 нм число вакансий вне межзеренной области хорошо согласуется со случаем идеального кристалла. При других расстояниях число вакансий до 2.5 раз выше. Доля Cr в междоузельных конфигурациях вне межзеренной области приблизительно вдвое превосходит его концентрацию в матрице. Эта оценка не зависит от расстояния между ГЗ и первично-выбитым атомом и хорошо согласуется с соответствующим результатом для идеального кристалла и результатами, полученными другими исследователями (см. [5]). В тоже время, внутри межзеренной области всех рассмотренных типов концентрация Cr в СМА составляет около $\sim 7\%$, т.е., на 2 % ниже, чем в матрице сплава. В то же время не выявлено никаких заметных изменений концентраций хрома вблизи ГЗ в процессе прохождения каскада атомных смещений.

Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки РФ, а также при частичной поддержке РФФИ: проект № 12-08-97076.

Ссылки

- [1] F.Javier Pérez Pérez, Roger Smith, Modelling radiation effects at grain boundaries in bcc iron // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 153 (1999) p. 136–141
- [2] S.F. Di Martino, R.G. Faulkner, R. Smith, Modelling radiation damage effects on a bcc iron lattice containing phosphorous impurity atoms near symmetrical tilt boundaries // Journal of Nuclear Materials 417 (2011), p. 1058–1062
- [3] F.Javier Pérez Pérez, Roger Smith, Preferential damage at symmetrical tilt grain boundaries in bcc iron // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 180 (2001) p. 322–328
- [4] Муралев А.Б., Тихончев М.Ю., Светухин В.В. Моделирование каскадов атомных смещений в альфа-железе, содержащем симметрично-наклонную межзеренную границу // Известия ВУЗов: Поволжский регион. Физико-математические науки, №1, 2013 с. 144 – 158
- [5] K. Vörtler, C. Björkas, D. Terentyev, L. Malerba, K. Nordlund. The effect of Cr concentration on radiation damage in Fe–Cr alloys. Journal of Nuclear Materials 382 (2008) 24–30

МОДЕЛИРОВАНИЕ ГПУ-ЦИРКОНИЯ МЕТОДОМ МОЛЕКУЛЯРНОЙ ДИНАМИКИ

П.Е. Капустин

ФГБОУ ВПО «НИТИ УлГУ», г. Ульяновск, Россия

Атомная энергетика активно развивается в последние десятилетия. Совершенствование технологий, конструкции и безопасности ядерных реакторов необходимо для дальнейшего ее развития. Однако без глубокого и детального изучения взаимодействия излучения с веществом это невозможно. Развитие вычислительных средств в последние годы позволяет рассматривать компьютерное моделирование как наиболее удобный и перспективный метод исследований в области реакторного материаловедения. Вычислительный эксперимент позволяет детально изучать различные процессы, происходящие в материалах под облучением, в то время как проведение натуральных экспериментов зачастую затруднено, а в ряде случаев – невозможно. Одним из основных методов вычислительного эксперимента, позволяющих исследовать процессы на уровне отдельных атомов, является метод молекулярной динамики (МД).

Настоящая работа посвящена МД-моделированию ГПУ циркония. Цирконий обладает удачным сочетанием ядерно-физических характеристик и механических свойств и потому считается одним из наиболее перспективных конструкционных материалов ядерных энергетических установок.

При расчетах использовались два типа потенциала, предложенные Менделеевым и др. и Акландом и др. в 1995 и 2007 годах. Полученные данные по энергии формирования дефектов согласуются в пределах погрешности с уже

имеющимися результатами. Методом молекулярной динамики (МД) оценены пороговые энергии смещения. Полученные значения энергии сильно зависят от выбранного кристаллографического направления, что определяется кристаллическим строением, и лежат в диапазоне от 30 до 120 eV.

Проведено МД-моделирование каскадов атомных смещений на двух потенциалах межатомного взаимодействия. Результаты показали, что количество выживших дефектов не зависит от температуры. В области энергий выше 10 keV наблюдается заметный разброс количества выживших дефектов в зависимости от используемого потенциала.

Рассмотрены симметрично-наклонные границы $\Sigma 14(54\bar{1}0)[0001]$ и $\Sigma 14(12\bar{3}0)[0001]$, для которых были посчитаны удельные энергии свободной и межзеренной границы для температур 0, 100, 200, 300 К. С ростом температуры удельная энергия свободной границы незначительно увеличивается, удельная энергия межзеренной границы меняется незначительно.

Рассмотрены различные конфигурации атома ниобия в ГПУ-решетке циркония, а также замещающего атома ниобия. Были посчитаны соответствующие энергии внедрения и замещения. Близкие энергии различных конфигураций, возможно, означает нестабильность и переход из одной конфигурации в другую.

ФАЗОВЫЕ ПЕРЕХОДЫ КУБИЧЕСКИХ НАНОКРИСТАЛЛОВ UO_2

Р.Ю. Махмуд-Ахунов, М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин

ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

Диоксид урана является наиболее распространенным топливом в современных ядерных реакторах. Из таблеток диоксида урана формируются топливные сердечники тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ). Во время эксплуатации таблетки подвергаются воздействию высоких температур и давления, облучению, механическим нагрузкам. Однако, детальное экспериментальное исследование свойств ядерного топлива вблизи критических температур не проводилось в виду сложности таких экспериментов.

В данной работе путем молекулярно-динамического моделирования проведено исследование фазовых превращений диоксида урана.

Моделирование проводилось с использованием программного комплекса DL_POLY [1]. В качестве модели был выбран кубический кристалл со свободными границами (нулевые граничные условия) Транслируемая ячейка была выбрана в виде кубического кристалла со структурой флюорита. Кристаллиты строились путем трансляции элементарной ячейки по трем направлениям. В табл. 1 приведены размеры моделируемых кристаллитов и соответствующее число атомов в них.

Моделируемы кристаллы

Размер, эл ячеек	4x4x4	5x5x5	6x6x6	8x8x8	10x10x10
Размер, нм	2,2	2,7	3,3	4,4	5,5
Количество атомов	768	1500	2592	6114	12000

Потенциал межатомного взаимодействия был выбран в форме Борна-Майера, что обеспечило минимальный набор параметров, некоторые из которых взяты в виде кусочно-линейных медленноменяющихся функций температуры. Особенности используемого потенциала более подробно рассмотрены в наших работах [2-3]

Характерной особенностью ионного кристалла UO_2 является наличие двух критических температур: первая – плавление кислородной подрешетки (т.н. суперионный переход); вторая – плавление подрешетки урана или просто плавление кристалла.

Для определения критических температуры было использовано несколько методов: 1) анализ вида функции радиального распределения; 2) анализ изменения структурного фактора рассеяния; 3) анализ зависимости энтальпии от температуры.

Для нанокристаллов в диапазоне размеров 2,2 – 6,6 нм установлено снижение температур суперионного перехода и плавления с уменьшением размера (таб. 2). Установлено, что вблизи точки плавления происходит трансформация нанокристаллов: кубический кристалл принимает форму октаэдра.

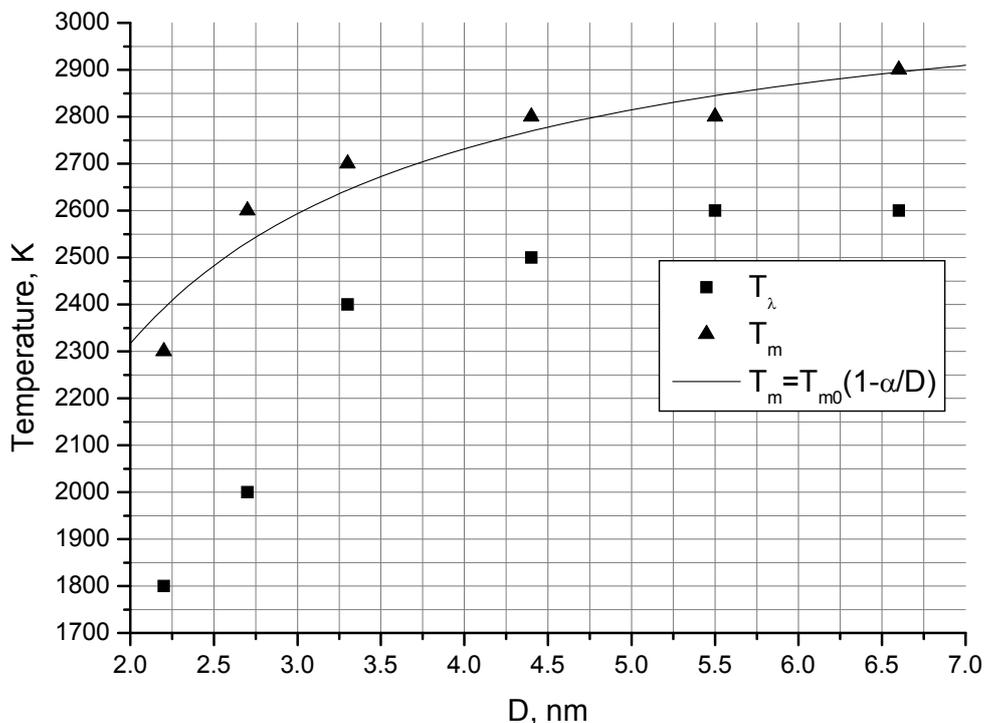
Таблица 2.

Температуры фазовых переходов для кубических нанокристаллов.

Размер, нм (число ионов)	Суперионный переход T_λ , К	Плавление T_m , К	
		Данная работа	Результаты работы [13]
2,2 (786)	1800	2300	2040
2,7 (1500)	2000	2600	2385
3,3 (2592)	2400	2700	2680
4,4 (6144)	2500	2800	2955
5,5 (12000)	2600	2800	3050
6,6 (20736)	2600	2900	3150
Эксперименты	2670 [4]	3150 ± 20 [4]	

На рис. 1 представлены полученные точки. Сплошной линией показана аппроксимация с помощью функции $T_m(D) = T_{m0}(1 - \alpha/D)$ зависимости температуры плавления от размера D (T_{m0} - температура плавления объемного кристалла).

Таким образом, можно сказать, что изменение температур обоих фазовых переходов носит схожий характер.



Зависимость температуры плавления и суперинного перехода от линейного размера нанокристалла

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки в рамках государственного задания на 2012-2014 гг., федеральной целевой программы "Научные и научно-педагогические кадры инновационной России на 2009-2013 годы" и "Исследования и разработки по приоритетным направлениям развития научно-технологического комплекса России на 2007-2012 годы", а также при частичной поддержке гранта РФФИ: проект № "12-08-97076-р_поволжье_a".

Литература

1. The DL POLY 4 User Manual [Электронный ресурс]. URL: ftp://ftp.dl.ac.uk/ccp5/DL_POLY/DL_POLY_4.0/DOCUMENTS/USRMAN4.03.pdf (дата обращения: 21.03.1012)
2. Нагорнов, Ю.С. Построение температурно-зависимого потенциала межчастичного взаимодействия для диоксида урана/ Нагорнов, Ю.С. Махмуд-Ахунов, Ю.М. Тихончев и др./ Известия высших учебных заведений. Поволжский регион. Физико-математические науки// 2010. – №3. – С.156-164.
3. Нагорнов, Ю.С. О температурной зависимости межатомного при молекулярно-динамическом моделировании свойств диоксида урана/ Ю.С. Нагорнов, Р.Ю. Махмуд-Ахунов, В.В. Светухин и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов.– 2010. – Вып.10. С. 27-34.
4. Thermophysical Properties Database of Materials for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors. IAEA (2006) [Электронный ресурс]. URL: http://www.pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1496_web.pdf (дата обращения: 01.03.1012)

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАЗВИТИЯ КАСКАДОВ АТОМНЫХ СМЕЩЕНИЙ В АЛЬФА-ЖЕЛЕЗЕ С ДВОЙНИКОВЫМИ МЕЖЗЁРЕННЫМИ ГРАНИЦАМИ

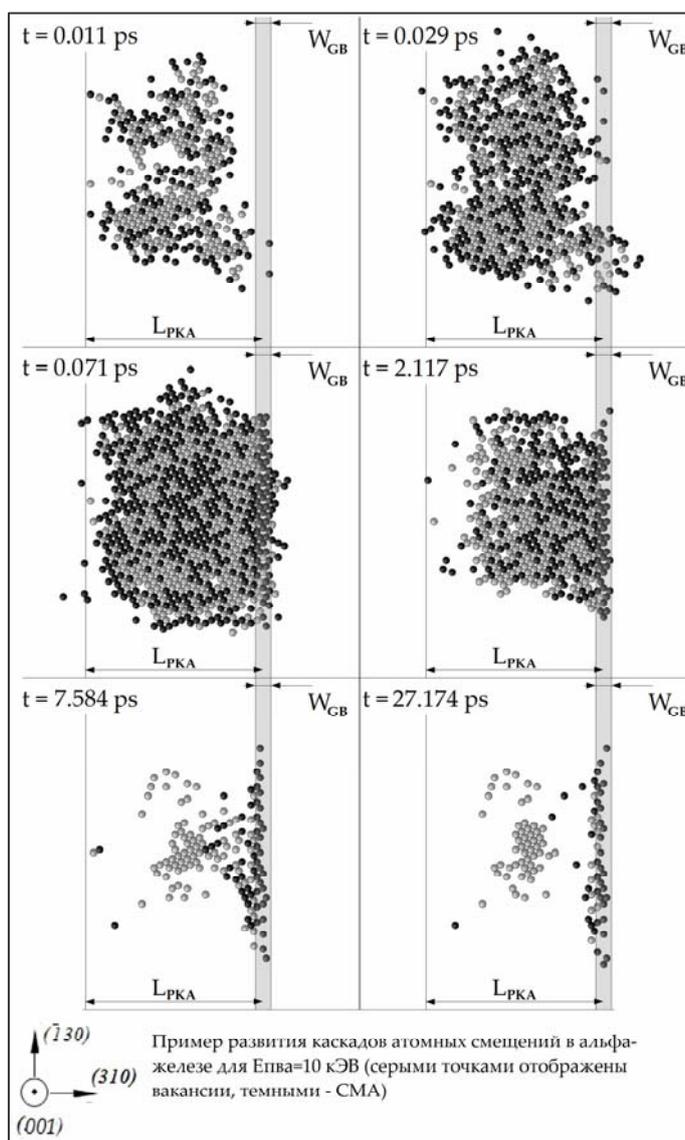
А.Б. Муралёв

ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия

В работе предложена атомарная модель протяженных симметрично-наклонных (двойниковых) межзеренных границ, основанная на многочастичном межатомном взаимодействии (методе погруженного атома), для металлов и сплавов с ОЦК структурой. На примере ванадия, хрома, альфа-железа и неупорядоченного бинарного сплава Fe-10%ат.Сг проведено молекулярно-динамическое исследование энергетики шести типов границ: $(320)[001]\Sigma 13$, $(530)[001]\Sigma 17$, $(210)[001]\Sigma 5$, $(310)[001]\Sigma 5$, $(410)[001]\Sigma 17$, $(510)[001]\Sigma 13$.

Моделирование проведено при температуре 0 К и 300 К, на основе которого определено влияние таких дефектов на образование устойчивого энергетического состояния исследуемых ОЦК систем. Для всех типов двойниковых границ получены количественные оценки их удельных энергий для выбранных температур.

Для энергии первично-выбитого атома 10 кэВ исследовано развитие каскадов атомных смещений в альфа-железе и сплаве Fe-10%ат.Сг вблизи симметрично-наклонной межзеренной границы $(310)[001]\Sigma 5$. Для каскадов, инициированных на относительно небольших расстояниях от межзеренной границы, среднее число образующихся СМА оказывается в 1.5–2 раза ниже, чем в случае монокристалла. В случаях, когда область, охватываемая каскадом на его баллистической стадии «примыкает» к ГЗ, наблюдается увеличение числа «выживающих» вакансий в 2–2.5 раза. Оба этих случая объясняются интенсивным переходом образовавшихся в каскаде СМА в межзеренную



область. Переход в межзеренную область вакансии в процессе развития каскада оказывается менее значимым в силу их существенно более низкой (по сравнению с СМА) подвижностью.

АКТУАЛЬНЫЕ ЗАДАЧИ ПО СПЛАВАМ ЦИРКОНИЯ ДЛЯ ТВЭЛОВ И ТВС ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

В.А. Маркелов, В.В. Новиков

ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

Рассмотрены основные задачи, решаемые на данном этапе по сплавам циркония для твэлов и ТВС водоохлаждаемых реакторов типа ВВЭР в рамках Программы ОАО «ТВЭЛ» «Обеспечение потребностей атомной энергетики и промышленности конкурентоспособными циркониевыми материалами и изделиями».

Показано, что приоритетными направлениями Программы приняты оптимизация и модернизация существующих сплавов циркония – Э110, Э635 и Э125 в части содержания легирующих и примесных элементов и их структурно-фазового состояния для оболочек твэлов и конструктивных элементов силовых каркасов ТВС нового поколения реакторов ВВЭР.

Приведен план реализуемых программных мероприятий по экспериментальному обоснованию, включая внереакторные и реакторные испытания, оптимизированных и модернизированных сплавов циркония с целью возможности их использования для оболочек твэлов с повышенной загрузкой и высоким выгоранием топлива в активных зонах водоохлаждаемых реакторов.

Важная роль в реализации поставленных задач отводится исследовательским реакторам БОР-60 и МИР для ускоренного облучения и облучения в условиях заданного водно-химического режима образцов разрабатываемых сплавов и последующему их исследованию в «горячих» камерах ОРМ «НИИАР» с изучением структуры, механических и коррозионных характеристик.

В сообщении приведены основные результаты, полученные к настоящему времени, по изучению влияния флюенса и температуры облучения на эволюцию структурно-фазового состояния, кратковременные механические свойства и характеристики радиационного роста и ползучести новых разработок сплавов циркония для обоснования их работоспособности в качестве материалов оболочек твэлов и комплектующих ТВС водоохлаждаемых реакторов.

ОПЫТ ИСПЫТАНИЙ И ИССЛЕДОВАНИЙ ПОГЛОЩАЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ И ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ

А.В. Захаров, В.Д. Рисованный, Е.П. Клочков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Опыт реакторных испытаний и исследований поглощающих материалов и органов регулирования атомных реакторов в НИИАР охватывает период начиная с 1967г и до настоящего времени. Направление развивалось в области создания и последующего совершенствования органов СУЗ реакторов ВВЭР, РБМК, исследовательских, транспортных, быстрых, а в последние годы жидкометаллических реакторов на быстрых нейтронах СВБР-100 и БРЕСТ-ОД-300.

Исследовались и были изучены радиационные свойства более 250 поглощающих материалов и композиций на основе бора, гафния, редкоземельных металлов, тантала, многие из которых применяются в настоящее время. Испытывались в виде макетов и исследовались практически все виды поглощающих элементов органов регулирования. Прошли послереакторные исследования большинство видов органов регулирования после эксплуатации в реакторах. На основе исследований получены характеристики, необходимые для совершенствования конструкции и продления ресурса органов СУЗ. Результаты, полученные при исследованиях, вошли в технические проекты в качестве экспериментального обоснования их работоспособности и ресурса, использованы в различных расчетных кодах.

За последние годы в институте получили развитие работы по практическому использованию накопленных знаний о свойствах поглощающих материалов:

- была создана технология по рефабрикации высокообогащенного карбида бора и создан замкнутый цикл его использования в стержнях аварийной защиты БН-реакторов

- создан новый высокоэффективный и радиационностойкий поглощающий материал – гафнат диспрозия и освоена его технология

- созданы гамма-источники на основе высокоактивного европия из отработавших стержней СУЗ и конструкция двухцелевых органов СУЗ

- разработаны и изготовлены комплекты органов регулирования из гафния для китайских исследовательских реакторов CARR и CMRR

- создан участок изготовления поглощающих материалов и стержней регулирования, в том числе и штатных стержней АЗ реактора БН-600.

Результаты исследований показывают:

- Карбид бора различного обогащения по изотопу бор-10 остается основным поглощающим материалом для стержней аварийной защиты ядерных реакторов на быстрых нейтронах (БР).

– Перспективным направлением является использование стержней с кольцевыми образцами карбида бора большого диаметра для БР.

– Время эксплуатации органов регулирования с карбидом бора ограничено 50%-м выгоранием по изотопу бор-10 и для БР не превышает 1000-1200 эфф.сут.

– Для увеличения ресурса органов регулирования БР предлагаются поглощающие материалы на основе европия и гидрид гафния.

– Использование гафната диспрозия позволяет увеличить время работы органов регулирования в ядерных реакторах на тепловых нейтронах до 25-30 лет.

Созданная в 1967 году в НИИАР лаборатория ныне является в отрасли Головной лабораторией по исследованиям радиационных свойств поглощающим материалов и ресурсных характеристик органов регулирования реакторов различного назначения.

Сотрудники лаборатории постоянно принимают участие во всех отечественных и международных конференциях по вопросам использования поглотителей в ядерной технике.

Е.П. Ключков и В.Д. Рисованный долгие годы являлись заместителями Председателя Отраслевого Координационного совета (акад. Н.С. Хлопкина) по этой проблеме.

За последние 15 лет сотрудниками лаборатории издано 14 монографий и 4 учебно-методических пособия для студентов «атомных» ВУЗов, в т.ч. монографии: «Гафний в ядерной технике» (на рус.яз.); «Гафний в ядерной технике» (на англ.яз., изд-во ЯО США); «Европий в ядерной технике» (на рус.яз.); «Гафний в ядерной технике» (на китайском яз.); «Бор в ядерной технике» (на рус.яз.); «Бор в ядерной технике» (на рус. и англ.яз.); «Диспрозий в ядерной технике» (на рус.яз.); «Гафний в ядерной технике» (на рус.яз.); «Гафний в ядерной технике» (на англ.яз., изд-во ЯО США); «Европий в ядерной технике» (на рус.яз.); «Европий в ядерной технике» (на рус. и англ.яз.); «Бор в ядерной технике» (на рус.яз.); «Бор в ядерной технике» (на рус. и англ.яз.); «Диспрозий в ядерной технике» (на рус.яз.); и учебно-методические пособия: «Органы регулирования ядерных реакторов»; «Поглощающие материалы для атомных реакторов»; «Поглощающие материалы и органы регулирования ядерных реакторов»; «Поглощающие материалы и органы регулирования ядерных реакторов», второе издание.

КОРРОЗИОННОЕ СОСТОЯНИЕ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110 ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000

Г.П. Кобылянский, С.С. Сагалов,
И.Н. Волкова, Г.И. Маёршина,
Г.В. Шишалова, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В России разработаны и проходят опытную эксплуатацию в реакторах ВВЭР-1000 тепловыделяющие сборки (ТВС-2М, ТВСА-5М, ТВСА-АЛЬФА и др.), конструкция твэлов которых отличается рядом особенностей, по сравнению со штатными твэлами этих реакторов. Конструктивные изменения твэлов связаны со стремлением повысить эффективность топливоиспользования и заключаются в увеличении загрузки топлива в твэлы. В твэлах ТВСА-5М это реализовали за счет увеличения диаметра топливной таблетки, уменьшения диаметра центрального отверстия и повышения обогащения, в твэлах ТВСА-АЛЬФА - за счет увеличения диаметра топливной таблетки и отсутствия центрального отверстия и уменьшения толщины стенки оболочки, в твэлах ТВС-2М – за счет увеличения длины топливного столба. Кроме того в твэлах ТВСА-АЛЬФА в качестве материала оболочки твэла использовали сплав Э110 с цирконием на губчатой основе, а в твэлах ТВС-2М исключили финишные операции травления и анодирования оболочек.

Конструктивные изменения приводят к ужесточению эксплуатационных параметров оболочек твэлов, прежде всего, с точки зрения изменения их напряженно-деформированного состояния. Технологические изменения могут влиять на протекание коррозионных процессов на поверхности оболочек. В этой связи представляет интерес оценка вклада указанных конструктивных и технологических особенностей в твэлах новых ТВС в коррозионную стойкость оболочек твэлов в условиях эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000.

Коррозионное состояние оболочек твэлов, отработавших в реакторе ВВЭР-1000 в составе сборок ТВСА-АЛЬФА и ТВС-2М в течение 3-х лет (выгорание 41,6 и 46,3 МВт·сут/кгU соответственно) и ТВСА-5М в течение 5 лет (выгорание 65,4 МВт·сут/кгU), оценивали по толщине оксидной плёнки на поверхности твэлов и по количеству поглощенного оболочкой водорода, образующего с цирконием гидриды. Толщину оксидной пленки измеряли неразрушающим вихретоковым методом с определением её распределения по высоте твэлов, а также на отдельных участках методом оптической микроскопии с определением характера окисления и гидрирования.

Исследования показали, что характер и степень окисления и гидрирования оболочек твэлов в новых сборках практически такие же, как и в традиционных.

Оксидная пленка на внешней поверхности оболочек хорошо сцеплена с металлической основой, обладает защитными свойствами и увеличивается от низа к верху твэлов. С увеличением выгорания она слабо возрастает и достигает ~12 мкм. Массовая доля водорода в оболочках не превышает $10^{-2}\%$. Небольшое количество гидридов имеет хаотичную или преимущественно тангенциальную ориентацию, которая является благоприятной с точки зрения механических свойств.

Коррозионное состояние оболочек из сплава Э110, полученных с использованием циркония на губчатой основе, а также без применения финишного травления и анодирования, практически такое же, как и на оболочках твэлов из сплава Э110, изготовленных по штатной технологии.

CORROSION STATE OF ALLOY E110 FUEL CLADDINGS AFTER OPERATION IN VVER-1000 REACTORS

G.P. Kobylansky, S.S. Sagalov,
I.N. Volkova, G.I. Mayershina,
G.V. Shishalova, A.V. Stozhuk, G.V. Shevlyakov

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Fuel assemblies (TVS-2M, TVSA-5M, TVSA-ALPHA, etc.) where the design of the fuel elements differs in some features, as compared to standard fuel elements of these reactors, are developed in Russia and go through a trial operation in the VVER-1000 reactors. Design changes in the fuel elements are connected with the intention to increase efficiency of fuel utilization and consist in the increase in a fuel load of the fuel elements. In the TVSA-5M fuel elements, it was implemented by increasing a fuel pellet diameter, reducing a central opening diameter and increasing enrichment, in the TVSA-ALPHA fuel elements – by increasing a fuel pellet diameter and lack of the central opening, reducing the cladding wall thickness, in the TVS-2M fuel elements – by increasing a fuel column length. Besides, in the TVSA-ALPHA fuel elements, alloy E110 with sponge zirconium was used as a fuel cladding material, while in the TVS-2M fuel elements the finishing operations of etching and anodizing of the fuel claddings were excluded.

Design changes lead to tightening of operational parameters of the fuel claddings, first of all, from the viewpoint of changing their stress-strain state. Technological changes can influence the corrosion processes on the claddings surface. In this regard, the assessment of contribution of the specified design and technological features in the fuel elements of new FAs to the corrosion resistance of the fuel claddings under operating conditions in the VVER-1000 reactors is of high interest.

Corrosion state of the fuel claddings operated in the VVER-1000 reactor as a part of the TVSA-ALPHA and TVS-2M FAs for 3 years (a burnup of 41,6 and 46,3 MWday/kgU, respectively) and TVSA-5M FAs for 5 years (a burnup of 65,4 MWday/kgU) was evaluated based on an oxide film thickness on the fuel elements surface and by the amount of hydrogen absorbed by a cladding forming hydrides with zirconium. Oxide film thickness was measured by a non-destructive eddy current method with determination of its distribution along the height of the fuel elements, as well as by optical microscopy in some regions with determination of oxidation and hydrogenation nature.

Examinations showed that the nature and degree of oxidation and hydrogenation of the fuel claddings in new fuel assemblies are almost the same as in standard ones. The oxide film on the external surface of the claddings is well bonded with a metal base, possesses protective properties and increases from the bottom to the top of the fuel elements. With the burnup growth, it increases slightly and achieves $\sim 12 \mu\text{m}$. The mass fraction of hydrogen in the claddings doesn't exceed $10^{-2}\%$. A small amount of hydrides has chaotic or mainly tangential orientation that is favorable from the viewpoint of the mechanical properties.

Corrosion state of the alloy E110 claddings produced using sponge zirconium and with no use of finishing etching and anodizing processes is almost the same as on the alloy E110 claddings produced using the standard technology.

РАЗВИТИЕ СТРУКТУРЫ И ТЕКСТУРЫ В ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБАХ ИЗ ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫХ ДИСПЕРСНО- УПРОЧНЁННЫХ ОКСИДАМИ СТАЛЕЙ

Ю.А. Перлович¹, М.Г. Исаенкова¹, О.А. Крымская¹, Е.С. Жариков¹,
А.А. Никитина², В.С. Агеев²

¹ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия

²ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

Ферритно-мартенситные стали в настоящее время являются наиболее перспективными материалами для изготовления оболочек и чехлов ядерных реакторов, а также первой стенки ТЯР. Это обусловлено их малой наведенной активностью, низким вакансионным распуханием, высокой устойчивостью к высокотемпературному и гелиевому охрупчиванию. Особый практический интерес представляют ферритно-мартенситные стали, дисперсно-упрочненные оксидами (ДУО), которые, в дополнение к указанным свойствам, обладают также устойчивостью к высокотемпературной ползучести. Изучение структурных особенностей таких сталей и, в частности, их структурной неоднородности, неизбежно возникающей в процессе изготовления конкретных изделий, имеет важное прикладное и фундаментальное значение, способствуя пониманию механизмов формирования свойств, выделяющих эти стали из числа других реакторных материалов.

В данной работе проведено исследование трубных заготовок из ферритно-мартенситной стали ЭП-450 ДУО, содержащей 0,35 масс. % оксида иттрия Y_2O_3 , на последовательных этапах их изготовления методами современной рентгеновской дифрактометрии.

Трубы диаметром 13,0 мм при толщине стенки 1,0 мм находились в разных структурных состояниях: после холодной прокатки и после двухступенчатого отжига сначала при температуре 1150 °С в течение 1 часа, а затем при 720 °С – 2 часа.

Рентгеновское исследование труб включало их текстурный анализ методами прямых и обратных полюсных фигур и анализ субструктурной неоднородности материала методом обобщенных полюсных фигур. Применялся рентгеновский дифрактометр Bruker D8 Discover, снабженный линейным позиционно-чувствительным детектором. При обработке результатов рентгеновских измерений, включающих обширные массивы экспериментальных данных, использован комплекс компьютерных программ, созданных в НИЯУ МИФИ параллельно с разработкой дифрактометрических методик.

Поскольку изготовление труб сопряжено с большими пластическими деформациями, в результате прокатки материал трубы оказывается сильно текстурированным. Как и в любом металлическом материале с развитой текстурой де-

формации, в нем возникает значительная субструктурная неоднородность, выражающаяся в резком различии показателей деформационного упрочнения и склонности к последующей рекристаллизации в разных зернах в зависимости от их ориентации. Причем, введение упрочняющих дисперсных оксидных частиц в сталь может приводить к перераспределению деформационного наклепа, характерного для исходной матрицы, не содержащей оксидных частиц. Только рентгеновский метод обобщенных полюсных фигур позволяет разделить информацию о структуре материала на данные, относящиеся к зернам разных текстурных компонент с ориентациями, отстоящими от текстурных максимумов и минимумов на разные угловые расстояния.

В качестве иллюстрации возможностей использованного подхода к изучению труб из ДУО стали ниже представлены следующие результаты.

На рисунке 1 показаны (а) прямая полюсная фигура ППФ $\{001\}$ для внутренней стороны стенки трубы, (б) обобщенная полюсная фигура ОППФ β_{002} , показывающая распределение полуширины рентгеновской линии (002) для того же образца, и (в) диаграмма корреляции между ОППФ β_{002} и ППФ $\{001\}$, где абсцисса каждой точки (φ, ψ) на диаграмме корреляции равна полюсной плотности в этой точке на ППФ $\{001\}$, а ордината – угловой полуширине β_{002} в той же точке на ОППФ β_{002} . Аналогичные диаграммы, построенные для внешней поверхности стенки трубы, имеют подобный вид, но более размыты, причем, средний уровень величин β_{002} для внешней поверхности стенки трубы оказывается значительно выше, чем для внутренней поверхности. На рисунке 2 показаны гистограммы распределения полуширины рентгеновской линии (002), характеризующей состояние кристаллической решетки α -Fe вдоль осей $\langle 001 \rangle$ с разными ориентациями на ППФ $\{001\}$ для внешней и внутренней поверхностей стенки трубы.

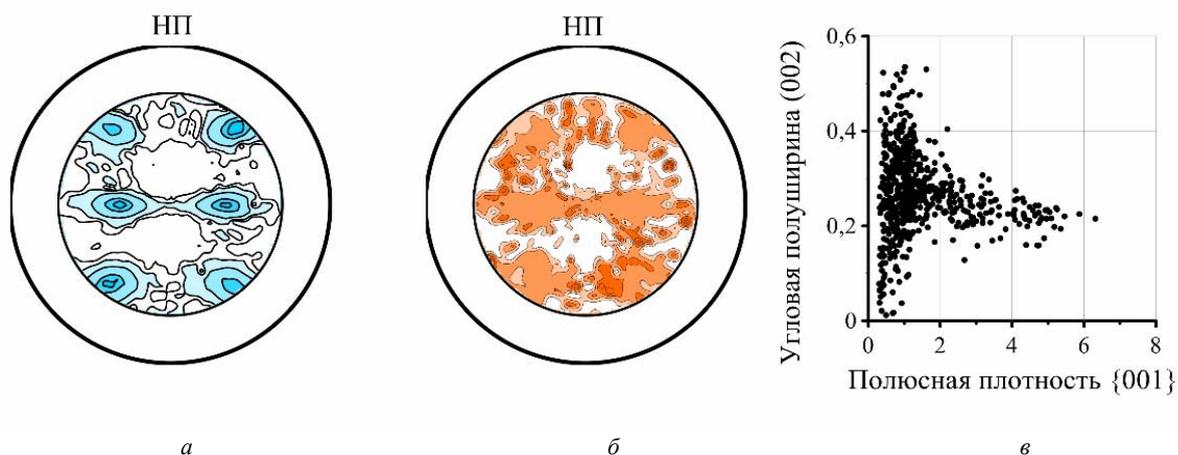


Рисунок 1 – Субструктурная неоднородность трубы из стали ЭП-450 ДУО, холодная прокатка, внутренняя поверхность стенки трубы: (а) ППФ $\{001\}$; (б) ОППФ β_{002} ; (в) Диаграмма корреляции между ОППФ β_{002} и ППФ $\{001\}$

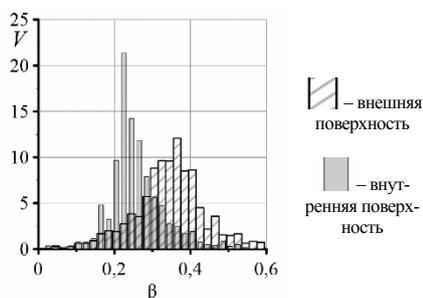


Рисунок 2 – Гистограммы распределения полуширины рентгеновской линии (002) для внешней и внутренней поверхностей стенки трубы

Малый размер оксидных частиц (5-20 нм) не позволяет непосредственно зафиксировать их используемыми методами, поэтому о влиянии дисперсных оксидных частиц на субструктуру стали можно судить по сопутствующим эффектам. В данном случае – по дополнительному уширению рентгеновской линии для внешней поверхности стенки трубы.

На рисунке 2 видно, что значения полуширины рентгеновских линий для внешней и внутренней поверхностей стенки трубы из стали ЭП450 ДУО различаются.

Исходя из полученных данных, можно высказать предположение, что в процессе прокатки трубы оксидные частицы перераспределяются таким образом, что на внешней поверхности трубы их оказывается больше, чем на внутренней. Данное предположение подтверждается измерениями параметра решетки, а также преобладанием на внешней стороне трубы растягивающих макронапряжений.

STRUCTURE AND TEXTURE EVOLUTION IN CLADDING TUBES FROM FERRITIC-MARTENSITIC ODS STEELS

Yu. Perlovich¹, M. Isaenkova¹, O. Krymskaya¹, E. Zharikov¹,
A. Nikitina², V. Ageev²

¹National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow,
Russia ²JSC “VNIINM”, Moscow, Russia

Ferritic-martensitic steels presently are most prospective materials for production of shells and covers for high-temperature nuclear reactors. This is conditioned by their small induced activity, low vacancy swelling, high stability relative to high-temperature embrittlement. Ferritic-martensitic steels with oxide dispersed strengthening additions (ODS) are of the special interest since, besides indicated properties, they show also stability to high-temperature creep. Study of structure features as applied to such steels and, in particular, of their structure inhomogeneity, inevitably arising by manufacture of concrete products, has important practical and fundamental significance, because promotes understanding of properties formation mechanisms, which distinguish these steels from other reactor materials.

The given paper is devoted to the study of tubes from ferritic-martensitic ODS steel EP-450 ODS, containing 0,35 mass.% of yttrium oxide Y_2O_3 , by methods of contemporary X-ray diffractometry. Tubes of 13,0 mm in diameter with wall thickness 1,0 mm were in different structure conditions – after cold rolling and after heat treatment, accompanied with recrystallization.

X-ray studies included texture analysis by methods of direct and reverse pole figures and analysis of substructure inhomogeneity by the method of generalized pole figures (GPF). Besides, at outward and inward surfaces of tube wall for studied samples registration of diffraction spectra was conducted in order to reveal effects conditioned by operation of macrostresses. The X-ray diffractometer Bruker D8 Discover with a position-sensitive detector was applied. By treatment of X-ray measurements results, including extensive massifs of experimental data, the complex of computer programs, developed by authors in parallel with the GPF method, was used.

The GPF method was realized in the following way. For structure condition characterization of grains with different crystallographic orientations X-ray lines are registered by different positions of the studied sample in the process of its texture measurement. We use the selectivity of X-ray diffraction, due to which the X-ray line gives information only concerning structure features of grains being in the reflecting condition. By mathematical treatment of X-ray line profiles we determine values of physical half-width and angular position, connected with substructure parameters of grains, measured along normals to reflecting planes.

In the given case application of the GPF method allows to estimate strengthening influence of disperse oxide particles, added in steel, and its anisotropy. Features of plastic deformation mechanisms in steel in the presence of strengthening disperse phase can be revealed as well. Changes of substructure condition of matrix in the presence of disperse strengthening particles helps to estimate indirectly the influence of additions on the steel structure, though direct observation of the oxide phase by diffraction pattern proves to be impossible.

Since manufacture of tubes is connected with large plastic deformations, tube material proves to be strongly textured and, as in any metal material with a developed deformation texture, significant substructure inhomogeneity arises in it. This inhomogeneity consists in sharp differences of strain hardening and tendencies to following recrystallization in different grains depending on their place in the tube texture. At that, additions of disperse strengthening particles into steel can result in redistribution of strain hardening, typical for the initial matrix, which did not contain these particles. Only the GPF method allows to split information on the structure of material into data, relating to grains of different texture components with orientations distanced from texture maxima and minima by different angular intervals.

As an illustration of possibilities of used approach to study tubes from ODS steel, the following results are considered. Fig. 1 shows (a) the direct pole figure $PF\{001\}$ for inward side of tube wall, (b) the generalized pole figure $GPF\ \beta_{002}$ showing the distribution of true half-width for X-ray line for the same sample, and (c) the diagram of correlation between $GPF\ \beta_{002}$ and $PF\{001\}$, where abscissa of each point (φ , ψ) in the correlation diagram is equal to pole density in this point of $PF\{001\}$, while ordinate is equal to angular half-width β_{002} in the same point of $GPF\ \beta_{002}$.

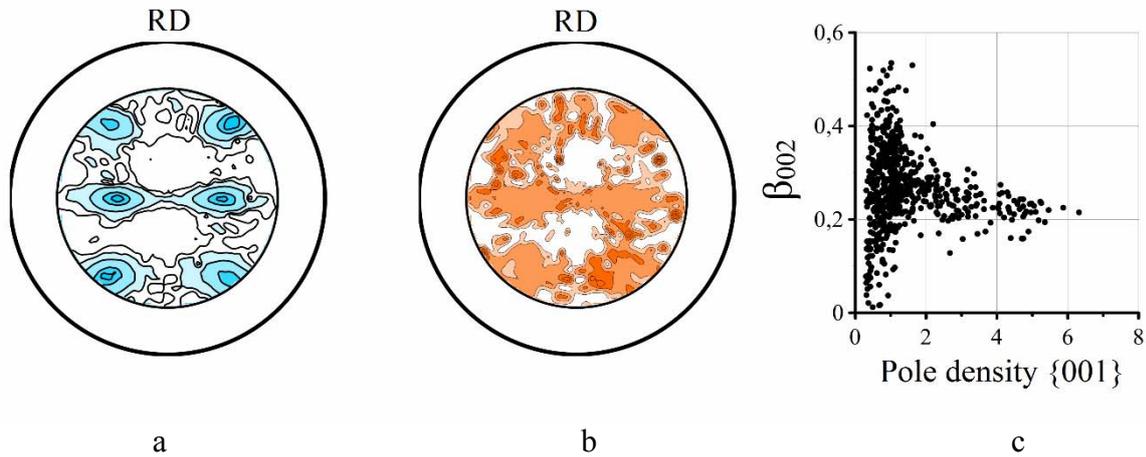


Fig. 1. Substructure inhomogeneity of tube from steel EP-450 ODS, cold rolling, inward side of tube wall: (a) PF {001}; (b) GPF β_{002} ; (c) diagram of correlation between GPF β_{002} and PF {001}

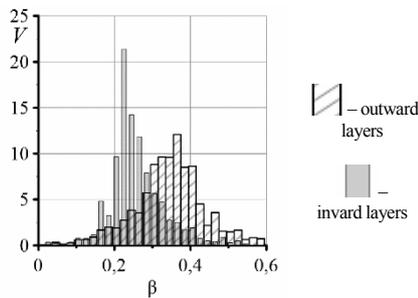


Fig. 2. Histograms of distributions of volume fractions of grains characterizing by different distortion of crystalline lattice along axis $\langle 110 \rangle$ for outward and inward tube layers

Since the content of disperse strengthening particles in steel is too small in order to be directly registered, we appreciate their influence on the steel substructure by accompanying effects and in the given case – by additional broadening of X-ray lines for outward layers of tube.

Histograms of X-ray line true (002) half-width distributions are shown in Fig. 2. They characterize conditions of α -Fe crystalline lattice along axis $\langle 001 \rangle$ in GPF β_{002} for outward and inward layers of tube.

Therefore we conclude, that in the process of tube rolling disperse strengthening particles redistribute in such a manner, that in outward layers of tube there are more oxide particles, than in inward layers. Measurements of lattice parameter confirm, that tensile macrostresses operate in outward layers of tube. Thus, X-ray data, obtained by different methods, agree with each other.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

Белоярская АЭС – филиал ОАО «Концерн „Росэнергоатом”» – Белоярская атомная станция (г. Заречный, Россия).

ГНУ «ФТИ НАН Беларуси» – государственное научное учреждение «Физико-технический институт Национальной академии наук Беларуси» (г. Минск, Республика Беларусь).

Госкорпорация «Росатом» – Государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва, Россия).

ГП «НТЦ «Бериллий» НАН Украины» – государственное предприятие «Научно-технологический центр «Бериллий» Национальной академии наук Украины» (г. Харьков, Украина).

ЗАО «Наука и инновации» – закрытое акционерное общество «Наука и инновации» (г. Москва, Россия).

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии (г. Вена, Австрия).

НИЦ «Курчатовский институт» – Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (г. Москва, Россия).

ННЦ «ХФТИ НАН Украины» – Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт Национальной академии наук Украины» (г. Харьков, Украина).

ОАО «ВНИИНМ» – открытое акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (г. Москва, Россия).

ОАО «ВНИИХТ» – открытое акционерное общество «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии» (г. Москва, Россия).

ОАО «ГНЦ НИИАР» – открытое акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград, Россия).

ОАО «Головной институт „ВНИПИЭТ”» – открытое акционерное общество «Восточно-европейский головной научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ОАО «ИРМ» – открытое акционерное общество «Институт реакторных материалов» (г. Заречный, Россия).

ОАО «Концерн „Росэнергоатом”» – открытое акционерное общество «Концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (г. Москва, Россия).

ОАО «МСЗ» – открытое акционерное общество «Машиностроительный завод» (г. Электросталь, Россия).

ОАО «НЗХК» – открытое акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов» (г. Новосибирск, Россия).

ОАО «НИКИЭТ» – открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно–исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля» (г. Москва, Россия).

ОАО «НПО „ЦНИИТМАШ”» – открытое акционерное общество «Научно-производственное объединение „Центральный научно-исследовательский институт технологии машиностроения”» (г. Москва, Россия).

ОАО «ОКБ „ГИДРОПРЕСС”» – открытое акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро „ГИДРОПРЕСС”» (г. Подольск, Россия).

ОАО «ОКБМ Африкантов» – открытое акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород, Россия).

ОАО «ТВЭЛ» – открытое акционерное общество «ТВЭЛ» (г. Москва, Россия).

ОАО «ЧМЗ» – открытое акционерное общество «Чепецкий механический завод» (г. Глазов, Россия).

ООО «Мелитек» – открытое акционерное общество «Мелитек» (г. Москва, Россия).

ООО «ТЕСКАН» – открытое акционерное общество «ТЕСКАН» (г. Санкт-Петербург, Россия).

РГП «ИЯФ МИНТ РК» – республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Институт ядерной физики Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан» (г. Алматы, Республика Казахстан).

ФГАОУ ВПО «НИТУ „МИСиС”» – федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский технологический университет „Московский институт стали и сплавов”» (г. Москва, Россия).

ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ» – федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет „Московский инженерно-физический институт”» (г. Москва, Россия).

ФГБОУ ВПО «НИИМ ННГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Научно-исследовательский институт механики Нижегородского государственного университета имени Н.И. Лобачевского» (г. Нижний Новгород, Россия).

ФГБОУ ВПО «НИФТИ ННГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Научно-исследовательский физико-технический институт Нижегородского государственного университета имени Н.И. Лобачевского» (г. Нижний Новгород, Россия).

ФГБОУ ВПО «ННГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Нижегородский государственный университет имени Н.И. Лобачевского» (г. Нижний Новгород, Россия).

ФГБОУ ВПО «СПбГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Санкт-Петербургский государственный университет» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГБОУ ВПО «НИТИ УлГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Научно-исследовательский технологический институт им. С.П. Капицы Ульяновского государственного университета» (г. Ульяновск, Россия).

ФГБОУ ВПО «УлГУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Ульяновский государственный университет» (г. Ульяновск, Россия).

ФГБУ «ПИЯФ» – федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова» (г. Гатчина, Россия).

ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (г. Обнинск, Россия).

ФГУП «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации – Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований» (г. Троицк, Россия).

ФГУП «ГХК» – федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск, Россия).

ФГУП «НИИ НПО „Луч”» – федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт – Научно-производственное объединение „ЛУЧ”» (г. Подольск, Россия).

ФГУП «НИИСК» – федеральное государственное унитарное предприятие «Ордена Ленина и ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский институт синтетического каучука имени академика С.В. Лебедева» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГУП «НИИЭФА» – федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры имени Д.В. Ефремова» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГУП «НИТИ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова» (г. Сосновый Бор, Россия).

ФГУП «ЦНИИ КМ „Прометей”» – федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов „Прометей”» (г. Санкт-Петербург, Россия).

Cadarache, CEA (*Commissariat à l'énergie atomique, Cadarache, Saint Paul Lez Durance, France*) – исследовательский центр ядерной энергетики «Кадараш» Комиссариата по атомной энергии Франции (Сен-Поль-ле-Дюранс, Франция).

DOE (*Department of Energy, Germantown, USA*) – Министерство энергетики США, Управление исследований и развития ядерного топливного цикла (г. Германтаун, США).

EDF (*Electricite de France, Moret-sur-Loing, France*) – «Электрисите де Франс», крупнейшая государственная энергогенерирующая компания Франции (г. Море-сюр-Луан, Франция).

EPRI (*Electric Power Research Institute, Palo Alto, USA*) – Исследовательский энергетический институт (г. Пало-Альто, США).

IAEA (*International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria*) – Международное агентство по атомной энергии (г. Вена, Австрия).

IFE (*Institute for Energy Technology, Halden, Norway*) – Институт энергетических технологий (г. Халден, Норвегия).

IMR (*Institute for Materials Research Tohoku University, Oarai, Ibaraki, Japan*) – Институт исследований материалов Университета Тохоку (Оарай, Ибараки, Япония).

INL (*Idaho National Laboratory, Idaho, USA*) – Национальная лаборатория Айдахо (Айдахо, США).

ITU (*Institute for Transuranium Elements, Karlsruhe, Germany*) – Институт трансурановых элементов (г. Карлсбург, Германия).

KAERI (*Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea*) – Корейский исследовательский институт атомной энергии (г. Тэджон, Южная Корея).

KIT (*Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Germany*) – Технологический институт Карлсруэ (г. Карлсруэ, Германия).

LANL (*Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, USA*) – Лос-Аламосская национальная лаборатория (п. Лос-Аламос, США).

Marcoule, CEA (*Commissariat à l'énergie atomique, Marcoule, Bagnols sur Cèze, France*) – исследовательский центр ядерной энергетики «Маркуль» Комиссариата по атомной энергии Франции (Баньоль-сюр-Сез, Франция).

Marubeni Utility Services, LTD (*Tokyo, Japan*) – общество с ограниченной ответственностью «Марубени Ютилити Сервисез» (г. Токио, Япония).

MIT (*Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, USA*) – Массачусетский технологический институт (г. Кембридж, США).

MTA (*Hungarian Academy of Sciences Centre for Energy Research, Budapest, Hungary*) – Центр энергетических исследований Венгерской академии наук (г. Будапешт, Венгрия).

MVM Paks NPP, Ltd (*MVM Paks Nuclear Power Plant, Ltd, Paks, Hungary*) – АЭС «Пакш» (г. Пакш, Венгрия).

NDC (*Nuclear Development Corporation, Tokai-mura, Ibaraki, Japan*) – корпорация «Ньюклар Девелопмент Корпорейшн» (Токай, Ибараки, Япония).

ORNL (*Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, USA*) – Ок-Риджская национальная лаборатория (Ок-Ридж, США).

PNNL (*Pacific Northwest National Laboratory, Richland, USA*) – Тихоокеанская северо-западная национальная лаборатория (г. Ричленд, США).

Radiation Effects Consulting, LLC (*Richland, USA*) – общество с ограниченной ответственностью «Рэдиэйшн Эффектс Консалтинг» (г. Ричланд, США).

TAMU (*Texas A&M University, College Station, USA*) – Техасский университет (г. Колледж-Стейшен, США).

TerraPower, LLC (*Bellevue, USA*) – общество с ограниченной ответственностью «Терра Пауэр» (г. Белвью, США).

Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation (*Yokohama, Japan*) – корпорация «Тошиба» (г. Йокогама, Япония).

UCSB (*University of California, Santa Barbara, USA*) – Калифорнийский университет (г. Санта-Барбара, США).

UJV Rez, a. s. (*Nuclear Research Institute, Rez, Czech Republic*) – акционерное общество «ÚJV Řež» (ранее Институт ядерных исследований (г. Ржеж, Чехия)).

СОДЕРЖАНИЕ

Пятьдесят лет материаловедческому комплексу НИИАР: от 1964 года до наших дней. Е.А. Звир ¹ , С.В. Павлов ¹ , В.Д. Рисованный ² (¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ЗАО «Наука и инновации», г. Москва, Россия)	6
50-Year Anniversary of the Reactor Materials Testing Complex: from 1964 to present days. E.A. Zvir ¹ , S.V. Pavlov ¹ , V.D. Risovany ² (¹ JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia; ² JSC “Science and Innovations”, Moscow, Russia)	7
Traveling Wave Reactor: Material Requirements and Development Program. B.A. Hilton ¹ , P. Hejzlar ¹ , D.G. McAlees ¹ , K.D. Weaver ¹ , S.A. Maloy ² , T.A. Saleh ² , M.B. Toloczko ³ (¹ TerraPower, LLC; Bellevue, USA; ² LANL, Los Alamos, USA; ³ PNNL, Richland, USA).....	7
Роль материаловедческих исследований в экспериментальном обосновании работоспособности действующих и перспективных активных зон транспортного направления. А.В. Ватулин ¹ , Г.В. Кулаков ¹ , Ю.В. Коновалов ¹ , Е.П. Клочков ² , А.Е. Новосёлов ² , В.Ю. Шишин ² (¹ ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия; ² ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	8
Role of post-irradiation examinations in experiments in support of operational integrity verification for operating and advanced cores of transport reactors. A.V. Vatulin ¹ , G.V. Kulakov ¹ , Yu.V. Konovalov ¹ , E.P. Klochkov ² , A.E. Novoselov ² , V.Yu. Shishin ² (¹ JSC “A.A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials”, Moscow, Russia; ² JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	10
Материалы для экстремальных условий. Б.А. Калинин (ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия)	12
Materials for Extreme Conditions. B.A. Kalin (National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia)	13

Cladding Tube Development for Sodium-cooled Fast Reactor (SFR). Jun Hwan Kim, Sang Gyu Park, Sung Ho Kim, Chan Bock Lee (KAERI, Daejeon, Republic of Korea).....	14
Исследование характеристик смешанного карбидно-нитридного топлива при облучении. Д. Боттомли, Д. Папаноанну, Д. Пеллоттьеро, Р. Насыров, В. де Вирд, В. Рондинелла (ITU, г. Карлсруэ, Германия)	14
Investigation of the irradiation performance of mixed carbide and nitride fuels. D. Bottomley, D. Papaioannou, D. Pellottiero, R. Nasyrow, W. De Weerd, V.V. Rondinella (ITU, Karlsruhe, Germany).....	15
Материаловедческие исследования материалов внутрикорпусных устройств в обоснование безопасной работы реакторов ВВЭР. Б.З. Марголин ¹ , В.А. Федорова ¹ , А.А. Сорокин ¹ , А.И. Минкин ¹ , В.И. Смирнов ¹ , В.А. Потапова ¹ , В.С. Неустроев ² (¹ ФГУП «ЦНИИ КМ “Прометей”», г. Санкт-Петербург, Россия; ² ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	16
Investigations of materials of pressure vessel internals for justification of safe operation of WWER type reactors. B.Z. Margolin ¹ , V.A. Fedorova ¹ , A.A. Sorokin ¹ , A.I. Minkin ¹ , V.I. Smirnov ¹ , V.A. Potapova ¹ , V.S. Neustroev ² (¹ FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia; ² JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia)	17
Требования к конструкционным, делящимся и поглощающим материалам реакторов ВВЭР нового поколения. В.Я. Беркович, В.А. Мохов, И.Н. Васильченко, В.М. Комолов, С.А. Кушманов, В.М. Махин, В.И. Цофин (ОАО «ОКБ “ГИДРОПРЕСС”», г. Подольск, Россия).....	18
Ослабление потока нейтронов и радиационного повреждения по стенке корпуса реактора ВВЭР-1000. М. Брумовски, М. Кытка, М. Марек (UJV Rez a.s., г. Ржеж, Чехия).....	19
Attenuation of neutron fluence and radiation damage through WWER-1000 RPV wall. M. Brumovsky, M. Kytka, M. Marek (UJV Rez a.s., Rez, Czech Republic)	20

Оптимизация сталей для корпусов новых реакторов типа ВВЭР. Г.П. Карзов, Б.З. Марголин, И.В. Теплухина, Е.В. Юрченко (ФГУП «ЦНИИ КМ “Прометей”», г. Санкт-Петербург, Россия)	21
Optimization of steel for new pressure vessels of VVER reactors. G.P. Karzov, B.Z. Margolin, I.V. Teplukhina, E.V. Yurchenko (FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia).....	23
Фазовые бездиффузионные прямые и обратные ($\gamma \leftrightarrow \alpha$)-превращения и их роль в формировании физико-механических и коррозионных свойств аустенитных нержавеющей сталей, облучённых нейтронами или заряженными частицами. О.П. Максимкин (РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Казахстан).....	25
Phase diffusionless direct and reversed ($\gamma \leftrightarrow \alpha$)-transformations and their role in formation of physical and mechanical properties and corrosion resistance of austenitic stainless steels irradiated with neutrons and charged particles. O.P. Maksimkin (Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan).....	26
Возможности сканирующих электронных микроскопов «TESCAN» при исследовании конструкционных и функциональных материалов. М.В. Лукашова, Н.Г. Миловзоров (ООО «ТЕСКАН», г. Санкт-Петербург, Россия).....	27
ECRiX-H: a successful experiment of americium transmutation. J. Lamontagne ¹ , S. Béjaoui ¹ , J.M. Bonnerot ¹ , E. Brunon ¹ , E. Esbelin ² , J. Tommasi ¹ , J. Noirot ¹ (¹ Cadarache, CEA; Saint Paul Lez Durance, France ² Marcoule, CEA; Bagnols sur Cèze, France).....	31
Параметры и структура первичного радиационного повреждения гафния в активной зоне ядерного реактора. В.Д. Рисованый ¹ , Б.А. Шилиев ² , А.А. Васильев ² , К.В. Ковтун ² (¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ННЦ «ХФТИ НАН Украины», г. Харьков, Украина).....	32
Development of hydride materials in fast reactors. Kenji Konashi ¹ , Kunihiro Itoh ² , Tsugio Yokoyama ³ (¹ IMR, Oarai, Ibaraki, Japan; ² NDC, Tokai-mura, Ibaraki, Japan; ³ Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation, Yokohama, Japan)	35

Исследование качества образцов трёхслойных труб из ванадиевого сплава и коррозионно-стойкой стали. С.А. Никулин, А.Б. Рожнов, Т.А. Нечайкина, С.О. Рогачев, В.М. Хаткевич (ФГАОУ ВПО «НИТУ “МИСиС”», г. Москва, Россия).....	36
Создание радиационно стойкой структуры в изделиях реакторного назначения из циркониевых сплавов. В.Н. Воеводин, В.М. Грицина, В.С. Красноруцкий, Т.П. Черняева (ННЦ «ХФТИ НАН Украины», г. Харьков, Украина).....	37
Применение термодинамики к моделированию процесса коррозии циркониевых сплавов в условиях LWR. В.Г. Крицкий, И.Г. Березина, Е.А. Моткова (ОАО «Головной институт “ВНИПИЭТ”», г. Санкт-Петербург, Россия)	39
Thermodynamics application to modeling zirconium alloys corrosion processes in LWR conditions. V.G. Kritsky, I.G. Berezina, E.A. Motkova (JSC «Leading institute “VNIPIET”», Saint-Petersburg, Russia).....	40
Изменение текстуры оболочечных труб из циркониевых сплавов под воздействием нейтронного облучения. Ю.А. Перлович ¹ , М.Г. Исаенкова ¹ , В.А. Фесенко ¹ , Ю.Д. Гончаренко ² , Г.П. Кобылянский ² , М.М. Перегуд ³ (¹ ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия; ² ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ³ ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия)	41
Texture changes in shell tubes from Zr alloys under influence of neutron irradiation. Yu. Perlovich ¹ , M. Isaenkova ¹ , V. Fesenko ¹ , Yu. Goncharenko ² , G. Kobylanskiy ² , M. Peregud ³ (¹ National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia; ² JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia; ³ JSC “VNIINM”, Moscow, Russia)	44
Современные методы исследований материалов и топлива в исследовательских реакторах ОАО «ГНЦ НИИАР». А.Л. Петелин, В.В. Калыгин, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов, С.А. Ильенко, С.Г. Ерёмин, В.А. Старков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	48

Modern methods to test materials and fuel in research reactors of JSC “SSC RIAR”. A.L. Petelin, V.V. Kalygin, E.A. Zvir, A.L. Izhutov, S.A. Plienko, S.G. Eremin, V.A. Starkov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	49
Реактор БОР-60 – база для испытаний материалов в обоснование инновационного развития ядерной энергетики. А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.Л. Ижутов, Ю.М. Крашенинников (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	50
BOR-60 reactor – a base to test materials in justification of innovative development of nuclear power engineering. A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, A.L. Izhutov, Yu.M. Krasheninikov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	52
Irradiation Experiment on Hydride Neutron Absorber in BOR-60. Kenji Konashi ¹ , Kunihiro Itoh ² , Masayuki Ikeda ³ (¹ IMR, Oarai, Ibaraki, Japan; ² NDC, Tokai-mura, Ibaraki, Japan; ³ Marubeni Utility Services, LTD; Tokyo, Japan).....	54
Повышение критериев безопасности конструкционных материалов, используемых в технологии сухого хранения отработавшего ядерного топлива РБМК-1000. И.Г. Ефремов, В.А. Жмыков, Т.В. Петухова (ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Россия).....	55
Enhancing safety criteria for structural materials used in the technology for dry storage of RBMK-1000 SNF. I.G. Efremov, V.A. Zhmykov, T.V. Petukhova (FGUP “Mining and Chemical Combine”, Zheleznogorsk, Russia).....	57
Компьютерное моделирование процессов диффузии, адсорбции, десорбции и (β^-)-распада галогенов, щелочных и щелочно-земельных радионуклидов на поверхности вольфрама. А.В. Андросов, Д.Ю. Любимов (ФГУП «НИИ НПО “ЛУЧ”», г. Подольск, Россия).....	59
Computer simulation of diffusion, adsorption, desorption, and (β^-)-decay of halogens alkali and alkaline earth radionuclides on the tungsten surface. A.V. Androsov, D.Yu. Lyubimov (FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia).....	61

Новый метод прогнозирования влияния теплового старения на охрупчивание реакторных корпусных сталей. Е.В. Юрченко, Б.З. Марголин, А.М. Морозов, Д.А. Чистяков (ФГУП «ЦНИИ КМ “Прометей”», г. Санкт-Петербург, Россия).....	62
Prediction of the effects of thermal ageing on the embrittlement of reactor pressure vessel steels. E.V. Yurchenko, B.Z. Margolin, A.M. Morozov, D.A. Chistyakov (FSUE «CRISM “Prometey”», Saint-Petersburg, Russia)	63
Управление кристаллографической текстурой оболочечных труб из сплавов на основе циркония путём варьирования технологических параметров процесса их получения. М.Г. Исаенкова, Ю.А. Перлович, В.А. Фесенко, О.А. Крымская, Сое Сан Тху (ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ»», г. Москва, Россия)	63
Control of crystallographic texture of the cladding tubes from zirconium based alloys using variation of technological parameters by tube manufacture. M.G. Isaenkova, Yu.A. Perlovich, V.A. Fesenko, O.A. Krymskaya, Soe San Thu (National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia).....	67
Инновационное развитие корпусных водоохлаждаемых реакторов и задачи материаловедческих исследований. В.А. Пиминов, М.П. Никитенко, В.Я. Беркович, И.Н. Васильченко, В.М. Комолов, В.М. Махин, А.Е. Четвериков, А.Н. Чуркин, Э.С. Асадский, В.В. Вьялицын (ОАО «ОКБ “ГИДРОПРЕСС”»», г. Подольск, Россия).....	70
Задача обновления константного и программного обеспечения обработки результатов нейтронно-активационных измерений. А.Р. Белозёрова, Е.Е. Комарова, В.В. Личадеев, В.В. Павлов, Д.К. Рязанов, Т.И. Чернышева, Г.А. Шиманский (ОАО «ГНЦ НИИАР»», г. Димитровград, Россия)	72
Task related to constants and software updates in support of neutron activation data processing. A.R. Belozerova, E.E. Komarova, V.V. Lichadeyev, V.V. Pavlov, D.K. Ryazanov, T.I. Chernyshova, G.A. Shimansky (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia)	73
К вопросу о взаимосвязи радиационной ползучести и набухания в стали X18H10T, облучённой в реакторе БОР-60. В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, С.В. Белозёров, А.В. Обухов (ОАО «ГНЦ НИИАР»», г. Димитровград, Россия)	74

Irradiation creep and swelling relation in steel X18H10T irradiation in reactor BOR-60. V.S. Neustroev, E.I. Makarov, S.V. Belozеров, A.V. Obukhov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	75
Механические свойства и структура стали X18H10T, облучённой длительное время в реакторе БОР-60 в качестве элементов экранной сборки. В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, И.Ю. Жемков, В.С. Слезко, И.Н. Шагвалиев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	75
Mechanical properties and structure of steel X18H10T irradiated in reactor BOR-60 as blanket assembly components. V.S. Neustroev, E.I. Makarov, I.Yu. Zhemkov, V.S. Slezko, I.N. Shagvaliev (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	76
Радиационные явления в облучённых аустенитных сталях после длительного облучения в реакторе БОР-60. В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков, Е.И. Макаров, А.В. Обухов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	77
Irradiation-induced phenomena in austenitic steels after long-term irradiation in reactor BOR-60. V.S. Neustroev, S.V. Belozеров, I.Yu. Zhemkov, E.I. Makarov, A.V. Obukhov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	78
Экспериментальное исследование характеристик деформирования и разрушения стали 08X18H10T. В.Б. Кайдалов ¹ , Д.А. Лапшин ¹ , А.М. Брагов ² , А.Ю. Константинов ² (¹ ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия; ² ФГБОУ ВПО «НИИМ ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия)	79
Термомеханика активных зон быстрых реакторов с учётом высокодозного облучения материалов. В.Б. Кайдалов, С.А. Исхаков, А.В. Рябцов (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия)	80
Изменение геометрических параметров твэлов ВВЭР-1000 с повышенной загрузкой урана при эксплуатации. А.В. Строжук, Е.А. Звир, В.А. Жителев, В.С. Поленок, Г.В. Шевляков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	81

Change in geometry parameters of VVER-1000 fuel elements with increased uranium load during operation. A.V. Stroz huk, E.A. Zvir, V.A. Zhitelev, V.S. Polenok, G.V. Shevlyakov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	83
Сварка изделий из перспективных конструкционных материалов исследовательских ядерных реакторов. Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев, А.Н. Назаров (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	86
Welding of items made from advanced structural materials intended for nuclear reactors. E.M. Tabakin, Yu.V. Ivanovich, A.S. Nazarov, A.V. Kaplin, S.A. Andreev (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia)	87
Результаты исследований перспективных твэлов с оболочками из модифицированных циркониевых сплавов. В.В. Александров ¹ , К.В. Борисов ¹ , И.В. Кудрина ¹ , А.А. Шельдяков ¹ , В.Ю. Шишин ¹ , Г.В. Кулаков ² , А.В. Коновалов ² , М.М. Перегуд ² , А.В. Никулина ² (¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия)	89
Results of examinations of advanced fuel elements with modified zirconium alloys claddings. V.V. Alexandrov ¹ , K.V. Borisov ¹ , I.V. Kudrina ¹ , A.A. Sheldyakov ¹ , V.Yu. Shishin ¹ , G.V. Kulakov ² , A.V. Konovalov ² , M.M. Peregud ² , A.V. Nikulina ² (¹ JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia; ² JSC “VNIINM”, Moscow, Russia)	91
Исследование взаимодействия оболочечных сталей с жидким теллуром. И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	92
Investigation of cladding steels interaction with liquid tellurium. I.F. Gilmutdinov, F.N. Kriukov, S.V. Kuzmin, O.N. Nikitin (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia)	95
Профилированные монокристаллы лейкосапфира – новый перспективный материал для атомной энергетики. В.И. Выбыванец, Д.Я. Кравецкий, С.А. Конарев, Д.Л. Цецхладзе (ФГУП «НИИ НПО “ЛУЧ”», г. Подольск, Россия).....	98

Profiled single crystals of leucosaphire is new advanced material for nuclear power engineering. V.V. Vybyvanets, D.Ya. Kravetsky, S.A. Konarev, D.L. Tsetskhladze (FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russa).....	102
Опыт испытаний и исследований материалов и элементов активных зон транспортных реакторов в НИИАР. Развитие методов послереакторных исследований. Е.П. Клочков, А.Е. Новосёлов, В.Ю. Шишин, А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	104
RIAR’s experience in conducting irradiation tests and post-irradiation examinations of materials and components used in the transport reactor cores. Development of post-irradiation examination methods. E.P. Klochkov, A.E. Novoselov, V.Yu. Shishin, A.L. Izhutov, V.A. Ovchinnikov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	107
Верификация модели коррозии оболочек твэлов по результатам исследований НИИАР. В.Г. Крицкий ¹ , И.Г. Березина ¹ , С.В. Павлов ² , А.Е. Новосёлов ² (¹ ОАО «Головной институт “ВНИПИЭТ”», г. Санкт-Петербург, Россия; ² ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	109
Verification of the fuel cladding corrosion model based on the RIAR Studies. V.G. Kritsky ¹ , I.G. Berezina ¹ , S.V. Pavlov ² , A.E. Novoselov ² (¹ JSC «Leading institute “VNIPIET”», Saint-Petersburg, Russia; ² JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....	110
Разработка керметных композиций с механическими свойствами матрицы, обеспечивающими компенсацию распухания пористым ядерным топливом. С.С. Гаврилин, В.П. Ермаченко, Н.В. Стафеева, М.М. Турищев (ФГУП «НИИ НПО “ЛУЧ”», г. Подольск, Россия)	111
Development of cermet compositions with mechanical properties of matrix providing compensation firm swelling by porous nuclear fuel. S.S. Gavrilin, V.P. Ermachenko, N.V. Stafeeva, M.M. Turishchev (FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia)	113
Металлокерамические узлы на основе лейкосапфира. В.И. Выбыванец, Д.Я. Кравецкий, С.А. Конарев, В.Н. Рысцов, О.В. Проценко (ФГУП «НИИ НПО “Луч”», г. Подольск, Россия).....	116

Metal – ceramic units based on leucosapphire. V.I. Vybyvanets, D.Ya. Kravetsky, S.A. Konarev, V.N. Rystsov, O.V. Protsenko (FSUE «SRI SIA “LUCH”», Podolsk, Russia)	118
Оксиды $ZrO_2-Ln_2O_3$ (твёрдые растворы) и $MgO-Ln_2O_3$ (композиты) для инертных топливных матриц (IFM). Получение керамик методом «SPARK PLASMA SINTERING». А.И. Орлова, В.Н. Чувильдеев, М.Ю. Калёнова, Д.А. Михайлов, А.Е. Канунов, Н.В. Маланина, А.В. Нохрин, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, Е.А. Потанина, Г.С. Заведеева (ФГБОУ ВПО «ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия; ФГБОУ ВПО «НИФТИ ННГУ», г. Нижний Новгород, Россия; ОАО «ВНИИХТ», г. Москва, Россия)	120
Oxides $ZrO_2-Ln_2O_3$ (solid solutions) and $MgO-Ln_2O_3$ (compozites) for IFM. Ceramic synthesis by SPARK PLASMA SINTERING. A.I. Orlova, V.N. Chuvil'deev, M.Yu. Kalenova, D.A. Mikhailov, A.E. Kanunov, N.V. Malanina, A.V. Nokhrin, M.S. Boldin, N.V. Sakharov, E.A. Potanina, G.S. Zavedeeva (N.I. Lobachevsky Nizhny Novgorod State University, Nizhny Novgorod, Russia; Nizhny Novgorod-Physical Technical Research Institute, N.I. Lobachevsky Nizhny Novgorod State University, Nizhny Novgorod, Russia; JSC «VNII for Chemical Technology», Moscow, Russia).....	123
Новый пэл с гафнатом диспрозия для реакторов ВВЭР. А.В. Захаров ¹ , Е.П. Ключков ¹ , В.Д. Рисованный ¹ , И.Н. Васильченко ² , А.В. Гришаков ² , К.Ю. Куракин ² , С.А. Кушманов ² , В.М. Махин ² (¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ОАО «ОКБ “ГИДРОПРЕСС”», г. Подольск, Россия).....	126
О технологиях производства, использования и переработки плотного ядерного топлива. Ю.М. Головченко (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	127
Обеднённые зоны в аустенитных нержавеющей сталях, облучённых в реакторе БН-350. О.В. Рофман, К.В. Цай, О.П. Максимкин (РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Республика Казахстан)	127
Denuded zones in Austenitic stainless steels irradiated in BN-350 nuclear reactor. O.V. Rofman, K.V. Tsay, O.P. Maksimkin (Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan)	129

Исследование влияния содержания примесей
на характеристики структуры циркониевого сплава Э110
после высокотемпературного окисления.
Э.В. Ли, С.А. Никулин, А.Б. Рожнов,
В.А. Белов, В.И. Заболотникова
(ФГАОУ ВПО «НИТУ «МИСиС»», г. Москва, Россия) 130

Экспериментальные и теоретические исследования влияния облучения
нейтронами и быстрыми заряженными частицами
на циклотроне НИЦ «Курчатовский институт» на изменения структуры
и физико-механические свойства лейкосапфира.
А.И. Рязанов¹, А.Л. Васильев¹, В.И. Выбыванец²,
Д.Я. Кравецкий², С.Т. Латушкин¹, Е.Д. Ольшанский¹,
К.А. Остапенко², Е.В. Семёнов¹, В.Н. Унежев¹
(¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия;
²ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»», г. Подольск, Россия) 131

Experimental and theoretical research of influence of neutron and fast charged
particle irradiation on the structure changes and physical-mechanical properties
of sapphire using the cyclotron of the NRC "Kurchatov institute".
A.I. Ryazanov¹, A.L. Vasiliev¹, V.I. Vybyvanets², D.Y. Kravetsky²,
S.T. Latushkin¹, E.D. Olshansky¹, K.A. Ostapenko²,
E.V. Semenov¹, V.N. Unezhev¹
(¹NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia;
²FSUE «SRI SIA "LUCH"», Podolsk, Russia)..... 133

Распухание направляющих гильз стержней системы управления и защиты
в неоднородных температурных и радиационных полях.
С.И. Поролло, Ю.В. Конобеев
(ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия) 134

Swelling of guide tubes for control rods in nonuniform fields
of temperature and radiation.
S.I. Porollo, Yu.V. Konobeev
(SSC of the Russian Federation – The Institute for Physics
and Power Engineering named after A.I. Leipunsky, Obninsk, Russia) 135

Анализ влияния напряжённо-деформированного состояния
облучённых оболочек твэлов из циркониевых сплавов на гидрирование.
Г.В. Кулаков¹, А.В. Ватулин¹, Ю.В. Коновалов¹,
А.А. Косауров¹, М.М. Перегуд¹, Е.А. Коротченко¹,
В.Ю. Шишин², А.А. Шельдяков²
(¹ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия;
²ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) 136

Investigation of stress-strain state effect on hydrogenation in irradiated claddings from zirconium alloys. G.V. Kulakov ¹ , A.V. Vatulin ¹ , Yu.V. Konovalov ¹ , A.A. Kosaurov ¹ , M.M. Peregud ¹ , E.A. Korotchenko ¹ , V.Yu. Shishin ² , A.A. Sheldyakov ² (¹ JSC “A.A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials”, Moscow, Russia; ² JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia)	140
Современное оборудование и решения для реакторных испытаний и исследований материалов в горячих камерах. Примеры применения. К.Н. Астахов (ООО «Мелитэк», г. Москва, Россия)	143
Modern equipment and solutions for reactor testing and materials research inside Hot Cells. Application examples. K.N. Astakhov (Melytec, LLC; Moscow, Russia).....	143
Моделирование образования кластеров в сплавах на основе Fe-Cr в процессе термического отжига и под облучением. В.В. Светухин ¹ , П.Е. Львов ¹ , Э. Гаганидзе ² (¹ ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия; ² KIT, г. Карлсруэ, Германия)	144
Молекулярно-динамическое моделирование растворения обогащённых хромом преципитатов в сплаве Fe-9%Cr в каскадах атомных смещений. М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин (ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия)	147
Моделирование взаимодействия каскадов атомных смещений с гелиевыми пузырями небольшого размера в матрице ОЦК-железа. М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин (ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия)	149
Молекулярно-динамическое моделирование каскадов атомных смещений в случайном сплаве Fe-9ат.%Cr с симметрично-наклонными межзёренными границами. М.Ю. Тихончев, А.Б. Муралёв, В.В. Светухин (ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия)	152
Моделирование ГПУ-циркония методом молекулярной динамики. П.Е. Капустин (ФГБОУ ВПО «НИТИ УлГУ», г. Ульяновск, Россия)	153
Фазовые переходы кубических нанокристаллов UO ₂ . Р.Ю. Махмуд-Ахунов, М.Ю. Тихончев, В.В. Светухин (ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия)	154

<p>Моделирование развития каскадов атомных смещений в альфа-железе с двойниковыми межзёренными границами. А.Б. Муралёв (ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск, Россия).....</p>	157
<p>Актуальные задачи по сплавам циркония для твэлов и ТВС водоохлаждаемых реакторов. В.А. Маркелов, В.В. Новиков (ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия).....</p>	158
<p>Опыт испытаний и исследований поглощающих материалов и органов регулирования реакторов различного назначения. А.В. Захаров, В.Д. Рисованный, Е.П. Клочков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....</p>	159
<p>Коррозионное состояние оболочек твэлов из сплава Э110 после эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000. Г.П. Кобылянский, С.С. Сагалов, И.Н. Волкова, Г.И. Маёршина, Г.В. Шишалова, А.В. Строзжук, Г.В. Шевляков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....</p>	161
<p>Corrosion state of alloy E110 fuel claddings after operation in VVER-1000 reactors. G.P. Kobylyansky, S.S. Sagalov, I.N. Volkova, G.I. Mayershina, G.V. Shishalova, A.V. Strozjuk, G.V. Shevlyakov (JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad, Russia).....</p>	162
<p>Развитие структуры и текстуры в оболочечных трубах из ферритно-мартенситных дисперсно-упрочнённых оксидами сталей. Ю.А. Перлович¹, М.Г. Исаенкова¹, О.А. Крымская¹, Е.С. Жариков¹, А.А. Никитина², В.С. Агеев² (¹ФГАОУ ВПО «НИЯУ МИФИ», г. Москва, Россия; ²ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия).....</p>	164
<p>Structure and texture evolution in cladding tubes from ferritic-martensitic ods steels. Yu. Perlovich¹, M. Isaenkova¹, O. Krymskaya¹, E. Zharikov¹, A. Nikitina², V. Ageev² (¹National Research Nuclear University “MEPhI”, Moscow, Russia; ²JSC “VNIINM”, Moscow, Russia)</p>	166
<p>Названия организаций.....</p>	169



Электронно-лучевое сканирование для исследований микро- и нано-мира

- От бюджетных моделей сканирующих электронных микроскопов до высокотехнологичных платформ для исследований и модификации образцов.
- Все процедуры настройки автоматизированы.
- Запатентованная конструкция колонны для получения изображений в том числе с увеличенной глубиной резкости или со сверхшироким полем обзора;
- Интуитивно понятное программное обеспечение на русском языке.



Электронно-лучевая сварка в высоком вакууме



Высочайшее качество и надёжность сварных соединений химически активных металлов и сплавов, включая сварку циркония с титаном и сталями

Научное издание

**НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ»,
ПОСВЯЩЁННАЯ 50-ЛЕТИЮ ОТДЕЛЕНИЯ
РЕАКТОРНОГО МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ ОАО «ГНЦ НИИАР»**

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной
Дизайн обложки В.М. Недашковского

Подписано в печать 14.03.2014. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. 10,27. Усл. печ. л. 10,93. Тираж 240 экз. Заказ № 233.

Оригинал-макет подготовлен
редакционно-издательской группой ОАО «ГНЦ НИИАР»
433510, Димитровград-10 Ульяновской обл.

Отпечатано в открытом акционерном обществе
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Димитровград-10 Ульяновской обл.