УДК 621.039.546
DOI: 10.18384/2310-7251-2018-4-92-111

ПРОБЛЕМЫ РАЗРУШЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Якушкин А.А.[1], Высикайло Ф.И.[2]

[1] *Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований*
108840, г. Москва, г. Троицк, ул. Пушковых, владение 12, Российская Федерация

[2] *Московский государственный областной университет*
141014, Московская область, г. Мытищи, ул. Веры Волошиной, д. 24, Российская Федерация

Аннотация. Авторами представлен обзор методов повышения коррозионной стойкости твэлов тепловых и быстрых ядерных реакторов с использованием модификации поверхности и нанесения покрытий с целью повышения безопасности и эффективности эксплуатации ядерного топлива. Показаны результаты испытаний, проведённых в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», покрытий на оболочках твэлов из стали ЭП-823-Ш, рассматриваемой для использования в РУ БРЕСТ-ОД-300, и из циркониевого сплава Э110 – «локомотива» отечественной ядерной энергетики. Коррозионные испытания экспериментальных образцов оболочек твэлов с покрытиями Al, Al_2O3, Cr в жидком свинце при высоком содержании кислорода и температуре 650–720 °C (для стальных оболочек) и на воздухе при температуре 1100 °C (для циркониевых оболочек) продемонстрировали практически полное подавление коррозии. Выявлены физические барьеры применимости покрытий в качестве защитных слоёв на оболочках твэлов: фреттинг-коррозия оболочек твэлов, проблема низкой жаропрочности оболочек твэлов, проблема высокого остаточного энерговыделения твэлов, отсутствие эффекта самозалечивания защитных керамических покрытий, проблема низкотемпературного радиационного охрупчивания покрытий. Предложены пути решения проблем защиты ядерных энергетических установок.

Ключевые слова: оболочки твэлов, жаростойкие покрытия, аварии с потерей теплоносителя, импульсное лазерное осаждение, сплав Э110, сталь ЭП823, функциональные покрытия.

MODIFICATION OF THE SURFACE AND COATING APPLICATION ON FUEL CLADDING TUBES FOR NUCLEAR REACTORS

A. Yakushkin[1], P. Vysikaylo[2]

[1] *State Research Center of Russian Federation Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research*
ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow region, Russian Federationmailto:yakushkin@triniti.ru

[2] *Moscow Region State University*
ul. Very Voloshinoi 24, 141014 Mytishchi, Moscow region, Russian Federation

© CC BY Якушкин А.А., Высикайло Ф.И., 2018.

Abstract. We present a review of the methods for increasing the corrosion resistance of fuel rods of thermal and fast nuclear reactors using surface modification and coating application to improve the safety and efficiency of operation of nuclear fuel. We report the results of tests carried out at the SSC RF TRINITI with coatings on fuel claddings made of EP-823 steel, considered for use in the BREST-OD-300 reactor, and of zirconium alloy E110, i.e. the "forward" of Russian commercial nuclear power energy. Corrosion tests of experimental samples of fuel claddings with Al, Al_2O_3, Cr coatings in liquid lead with a high oxygen content and a temperature of 650–720 °C (for steel shells) and on air at a temperature of 1100 °C (for zirconium shells) showed almost complete corrosion suppression. Physical barriers to the applicability of coatings as protective layers on fuel claddings are identified: fretting corrosion of fuel element shells, the problem of low heat resistance of fuel element shells, the problem of high residual energy release of fuel elements, the lack of self-healing of protective ceramic coatings, and the problem of low-temperature radiation embrittlement of coatings. We have proposed solutions to the problems of protecting nuclear power plants.

Key words*:* protecting nuclear power plants, fuel cladding, corrosion-resistant coatings, loss-of-coolant accident, pulsed laser deposition, E110 alloy, EP823 steel, functional coatings.

Введение

Авария на АЭС «Фукусима-1» в 2011 г. показала особую опасность паро-циркониевой реакции и стала поводом к разработке технологий увеличения стойкости циркониевых оболочек твэлов в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA, Loss-of-Coolant Accident). В мировом атомном сообществе возник термин «устойчивое к авариям толерантное топливо» – Accident Tolerant Fuel (ATF), т.е. топливо, которое обеспечивает безопасность эксплуатации реакторной установки даже при значительном повышении температуры оболочек твэлов. Реализация программы по созданию толерантного топлива в большей степени направлена на разработку жаростойких защитных покрытий, которые, оказывая минимальное влияние на обогащение топлива, геометрию оболочек твэлов и нейтронно-физические параметры активной зоны ядерного реактора, способны практически полностью подавить образование взрывоопасной водородной смеси в случае аварии с потерей теплоносителя. С другой стороны, рассматриваются способы замены циркониевых сплавов в оболочках твэлов на более коррозионностойкие и жаропрочные стали и композитные материалы.

Нанесение таких покрытий на оболочки твэлов – наиболее простой и радикальный подход к повышению коррозионной стойкости поверхности оболочек твэлов ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Первопроходцами в области нанесения покрытий на поверхность тепловыделяющих элементов являются Grubb и King из General Electric Company (Schenectady, NY). Ими в 1978 г. был предложен и запатентован метод защиты твэлов от взаимодействия циркония с продуктами деления ядерного топлива с помощью электролитического осаждения «композитного» покрытия Cu-ZrO_2 на внутренней поверхности оболочки твэла [1].

В настоящее время, нанесением покрытий на твэлы для быстрых и тепловых реакторов занимаются практически все развитые страны мира. Следует от-

метить, что с момента аварии на АЭС «Фукусима-1» интерес к покрытиям для твэлов возрос на порядки, что положило начало международной программе по созданию толерантного к воздействию теплоносителя топлива – ATF (*accident-tolerant fuel*). Спектр покрытий на данный момент охватывает практически все сочетания – многослойные, керамические, металлические, металлокерамические и функционально-градиентные, самые эффективные из которых требуют применения комплексных методов. Однако применение комплексных методов нанесения покрытий не обладает достаточной коммерческой эффективностью, и исследователи, остановившись на магнетронных методах (в связи с высокой скоростью нанесения и высокой однородностью покрытия), начали оптимизировать параметры магнетронного разряда [2–5].

В связи с тем, что покрытия обладают конечной адгезией (как правило, не более 100 Н), всё больше работ, особенно в Южной Корее, посвящено сильному легированию поверхности циркониевых сплавов для повышения её коррозионной стойкости. Однако коммерческая эффективность данного метода до сих пор является невысокой, и наиболее перспективными остаются плазменные методы нанесения покрытий. Лазерные методы (ИЛО) оказываются перспективными только для нанесения керамических покрытий в связи с тем, что другие методы не позволяют с высокой скоростью и гибкостью создать керамическое покрытие с высокими показателями физико-механических свойств и стабильным стехиометрическим составом.

Металлические покрытия, нанесённые магнетронными методами, обладают высокой эффективностью для нанесения покрытий на твэлы тепловых реакторов, однако в быстрых реакторах, теплоносители которых представляют собой тяжёлые жидкие металлы, к примеру расплав свинца, такие покрытия растрескиваются или растворяются. Высокие растягивающие напряжения, образующиеся при контакте поверхности с жидким свинцом, вкупе с способностью жидких металлов растворять в себе металлы, приводят к быстрой деградации защитных свойств металлических покрытий. Ввиду действия данных эффектов для защиты твэлов быстрых реакторов используют керамические покрытия, причём преимущественно оксид алюминия, и здесь оказываются более эффективными методы легирования поверхности и лазерного осаждения керамик.

В АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» в 2015–2016 гг. были созданы покрытия с высокой адгезией (до 80 Н), стойкостью к термоциклированию и сплошностью на оболочках твэлов из стали ЭП-823-Ш, рассматриваемой для использования в РУ БРЕСТ-ОД-300, и из циркониевого сплава Э110 – «локомотива» отечественной ядерной энергетики. Коррозионные испытания экспериментальных образцов оболочек твэлов с покрытиями Al, Al_2O_3, Cr в жидком свинце при высоком содержании кислорода и температуре 650–720°C (для стальных оболочек твэлов быстрых реакторов) и в пароводяной среде при температуре 1000°C (для циркониевых оболочек твэлов тепловых реакторов) продемонстрировали практически полное подавление коррозии.

Тем не менее, повышение коррозионной стойкости твэлов с использованием покрытий зачастую связано с изменением целого спектра параметров кон-

струкционных и функциональных материалов ядерной техники. На примере проведённых в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» исследований укажем спектр проблем, связанных с эксплуатацией покрытий в активной зоне ядерных реакторов, и предложим возможные решения этих проблем в будущем на базе применения аллотропных форм наноструктур углерода.

Методы повышения коррозионной стойкости оболочек твэлов тепловых реакторов

Известно, что имеющиеся на данный момент стали и сплавы, применяющиеся в качестве конструкционных материалов оболочек твэлов легководных тепловых реакторов [6] и быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем [7], обладают недостаточной коррозионной стойкостью в аварийных условиях эксплуатации, т.е. при отклонении от оптимальных температуры и химического состава теплоносителя.

Создание эффективного защитного барьера в виде оксида на поверхности твэла, как правило, происходит непосредственно в процессе эксплуатации изделия в потоке теплоносителя [8], что обусловлено высокой коммерческой эффективностью данного решения. В качестве защиты ВВЭР от аварии с потерей теплоносителя на данный момент наиболее эффективным решением является установка системы пассивного отвода тепла (СПОТ), устройства локализации расплава (УЛР) активной зоны (АЗ), рекомбинаторов водорода и аварийных гидроёмкостей с высокой концентрацией борной кислоты. Данное решение соответствует всем требованиям МАГАТЭ, претерпевшим значительные изменения после аварии на АЭС «Фукусима-1», и уже применено на 6-ом энергоблоке Нововоронежской АЭС с реакторной установкой (РУ) ВВЭР-1200 [9].

Наиболее эффективное повышение стойкости циркониевых сплавов к высокотемпературному окислению достигнуто с применением нанесения хромовых покрытий с тугоплавким керамическим или металлическим подслоем [2; 10]. Разработка технологий нанесения покрытий на оболочки твэлов в настоящее время активно ведётся в России (ТРИНИТИ, МИФИ, Красная Звезда, ВНИИНМ, НИИАР, МЭИ), США (MIT, WE, GE, GNF, UChicago Argonne, PennState), Франции (CEA, Framatome), Китае (NPIC, SCU, CGN), Южной Корее (KAERI, KHNP), Чехии (CTU, UJP) и Украине (ННЦ ХФТИ).

Хромовые покрытия на циркониевых сплавах также обеспечивают:

– повышенную износостойкость (потеря массы образца в среднем в 5 раз меньше) [11];

– повышенную коррозионную стойкость в паре при 1200°C (привес массы за 2 часа в 20 раз меньше) [12];

– пониженную водородопроницаемость: в [2] показано, что за 4 ч. окисления в паре при 1000°C количество поглощённого водорода в сплав Zy-4 с покрытием 10 мкм Cr не превышает 80 ppm; в [13] показано, что количество водорода в образцах циркония (Zr) с хромовым покрытием после автоклавных испытаний (400°C, 200 атм) уменьшается с 5,5 до 0,1 молекулы H_2/г;

– окисление по параболическому закону без наступления линейной стадии [14].

Снижение водородопроницаемости поверхностного слоя, как известно, способствует сохранению пластичности циркониевых сплавов. Так, в [2] показано, что нанесение хромового покрытия позволяет отсрочить момент разгерметизации твэлов за счёт охрупчивания (снижение ударной вязкости KCU до уровня 3 Дж/см^2) при окислении в паре при 1200 °C и закалки в воду с 30 до 80 мин.

Следует отметить, что в штатных условиях работы реактора (360 °C, 5,5 PH водного раствора) происходит растворение чистого хрома (Cr) на уровне 0,1 мг/см^2 за 300 дней испытания. Легирование хрома алюминием (6–30%) приводит к ликвидации растворения циркония в воде в штатных условиях путём образования на поверхности шпинели $(Cr,Al)_2O_3$ [12].

Следует отметить, что образование эвтектики Zr – 22 ат.% Cr ($T_{пл}$ = 1332°C) приводит к полной деградации защитных свойств покрытия при температурах выше 1330 °C. В этом случае процесс диффузии Zr к внешней окисляющейся поверхности оболочки твэла приводит к быстрому образованию расплава эвтектики и её диффузии вглубь образца. В [10] показано, что за 2 мин окисления в паре при 1400 °C весь слой хрома диффундировал внутрь оболочки твэла. Образования эвтектики удаётся избежать при помощи предварительного нанесения слоя нитрида хрома [10], или металлов Ta, Mo, Nb, W [2] или их определённых изотопов, обладающих низким сечением захвата тепловых нейтронов.

Исследование радиационной стойкости хромовых покрытий проводится в исследовательском ядерном реакторе в Халдене (Норвегия) на оболочках твэлов из сплавов M5 и Zy-4 [15]. Облучение оболочек с хромовыми покрытиями ещё не завершено, однако проведено облучение покрытий из нитрида хрома. Перспективность исследований в области нанесения на оболочку твэла нитрида хрома объясняется его высокими трибологическими характеристиками и, вместе с тем, коррозионной стойкостью, т.е. перспективностью в области борьбы с фреттинг-коррозией [16]. Однако нейтронное облучение до дозы 10 сна покрытия CrN толщиной 4–5 мкм привело к отслоению 20% всей площади покрытия в результате его растрескивания и образования под трещинами слоя диоксида циркония [15].

Для металлического хромового покрытия было проведено облучение ионами Kr с энергией 20 МэВ до дозы 10 сна периферийной области Zy-4 – Cr при 400 °C в исследовательском реакторе в MIT привело к образованию фазы Лавеса $(Fe,Cr)_2Zr$ [17]. В условия облучения наблюдается аномальная диффузия железа из приповерхностного слоя в зону контакта Zy-4 с хромом. Образование фазы Лавеса приводит лишь к незначительному ухудшению адгезии покрытия.

Проведённые в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» эксперименты [18] показали, что хром обладает самой высокой стойкостью к термоциклированию, коммерческой эффективностью для нанесения на длинномерные цилиндрические изделия и высокой коррозионной стойкостью при толщине более 6 мкм при высокотемпературном окислении как в паре, так и на воздухе (рис. 1).

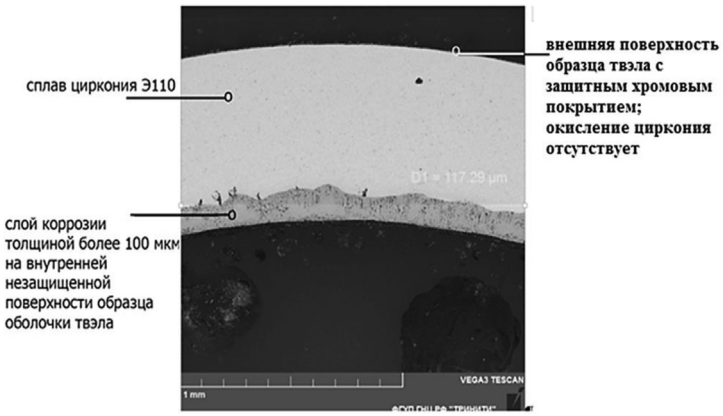

Рис. 1. Изображение оптического микроскопа поперечного шлифа оболочки твэла из сплава Э110 на основе циркониевой губки с защитным покрытием Cr после окисления на воздухе при 1100 °C в течение 15 мин.

Однако применение покрытий ограничено в связи с следующими нерешёнными проблемами:

– фреттинг-коррозия оболочек твэлов и истирание покрытий;
– проблема низкой жаропрочности оболочек твэлов;
– проблема высокого остаточного энерговыделения твэлов.

Методы повышения коррозионной стойкости быстрых реакторов

Ожидаемая экономическая конкурентоспособность реакторной установки типа БРЕСТ обеспечивается, прежде всего, за счёт упрощения конструкции реактора и систем безопасности АЭС, высокой эффективности использования ядерного топлива и производимого тепла. Строящийся на территории Сибирского Химического Комбината (СХК) реактор с естественной безопасностью БРЕСТ-ОД-300 является опытным проектом, на котором будет отработана технология замкнутого ядерного топливного цикла, а также проверена стойкость конструкционных материалов в условиях облучения быстрыми нейтронами и воздействия жидкого свинца. В качестве конструкционного материала оболочек твэлов была выбрана сталь ЭП823-Ш.

Известно, что для достижения коммерческой эффективности быстрого бридерного реактора по выработке электроэнергии необходимо, чтобы оболочки твэлов выдерживали более 120 сна (проектная доза реактора БРЕСТ-ОД-300 соответствует 125 сна за 4 года эксплуатации твэла). Сталь ЭП823-Ш разрабатывалась на протяжении десятилетий специально для эксплуатации в жидком свинце. Приемлемая температура эксплуатации стали ЭП823-Ш в условиях эксплуатации реактора БРЕСТ-ОД-300 – 480°C. Максимальная температура эксплуатации – 550°C. С повышением температуры происходит резкое снижение жаропрочности данной стали [19], а с уменьшением жаропрочности падает не только сопротивление ползучести стали, но и сопротивление радиационному распуханию. Таким образом, сталь ЭП823-Ш способна выдержать дозу в 125 сна только при температуре тепло-

носителя на 150°С меньшей приемлемой для коммерчески эффективной эксплуатации ядерного топлива (~700°С). С другой стороны, в реакторе БН-800 в качестве конструкционного материала оболочек тепловыделяющих элементов используется сталь ЧС-68, которая достаточно стойка к радиационному облучению (до ~87,3 сна) при температурах ~700°С и коррозионностойка в жидком натрии, однако в жидком свинце достаточной коррозионной стойкостью не обладает.

Достижение приемлемых параметров коррозионной и одновременно радиационной стойкости планируется осуществить при применении стали типа ЭК-181-ДУО, которая в настоящее время только была помещена в исследовательский реактор для проверки её радиационной стойкости. Однако применение порошковой металлургии (для синтеза дисперсно-упрочненных оксидами сталей) имеет множество сложностей, основные из которых связаны с эксплуатацией порошкового материала, и остаётся под вопросом.

В [20] исследован метод импульсного лазерного осаждения для нанесения аморфных дисперсно-упрочненных керамических Al_2O_3 покрытий на стальные твэлы для применения в быстрых реакторах. Данные покрытия уже испытаны до доз облучения 150 сна. Получены высокие показатели адгезии, износостойкости, коррозионной стойкости, прочности и пластичности покрытий.

Воздействие потоками ВТИП рассматривают в качестве альтернативного метода поверхностной обработки материалов (изделий) [21] в сравнении с использованием лазерного излучения, сильноточных (мощных) ионных и электронных пучков [22]. Облучение металлических материалов потоками импульсной плазмы приводит к изменению микроструктуры и структурно-фазового состояния приповерхностных слоёв. В частности, обработка сталей и никелевых сплавов потоками газовой ВТИП с удельной мощностью падающего потока выше 10 Вт/см^2 приводит к созданию в приповерхностных слоях столбчатой субмикрокристаллической структуры с поперечными размерами ячеек 0,1ч1,0 мкм.

Проведённые в ГНЦ РФ ТРИНИТИ исследования [23] показали, что покрытие Cr или Al_2O_3 толщиной не менее 3 мкм надёжно защищает сталь ЭП-823 в расплаве свинца с содержанием кислорода 10^{-2} масс. % (рис. 2).

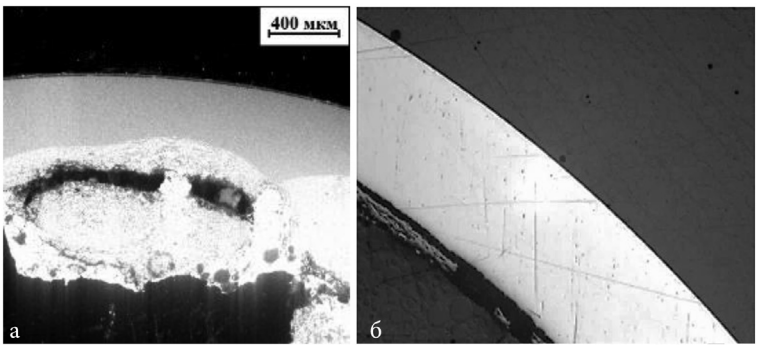

Рис. 2. Изображение оптического микроскопа поперечного шлифа оболочки твэла из стали ЭП823-Ш с защитным покрытием Al_2O_3 (а) и Cr (б) после окисления в расплаве свинца с содержанием кислорода 10^{-2} масс.% при 720°С в течение 50 ч.

Нерешёнными в настоящее время также остаются следующие проблемы эксплуатации ТВС в жидком свинце, вполне решаемые при применении технологии нанесения покрытий:

– пассивация поверхности твэлов после частичной перегрузки ТВС;

– локальные изменения температуры и концентрации кислорода в теплоносителе в местах его застоя;

– доступ воды в теплоноситель при разрывах в первом контуре парогенераторов (аварии, связанные с несанкционированными действиями нарушителей);

– фреттинг-коррозия, разрушающая естественный защитный слой шпинели в местах контакта твэла с дистанционирующей решёткой.

Повышение температуры теплоносителя увеличивает КПД РУ. Однако из-за низкой жаропрочности и коррозионной стойкости оболочек твэлов, повышение температуры весьма ограничено. Нанесение покрытий и применение качественно новых конструкционных материалов АЗ ЯЭУ позволит в будущем значительно увеличить коммерческую эффективность эксплуатации ядерного топлива в РУ с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ).

Однако применение покрытий ограничено в связи с следующими нерешёнными проблемами, которые будут рассмотрены более подробно ниже:

– отсутствие эффекта самозалечивания защитных плёнок у керамических покрытий;

– проблема низкотемпературного радиационного охрупчивания покрытий.

Фреттинг-коррозия оболочек твэлов

Фреттинг-коррозия оболочек твэлов по-прежнему является первопричиной подавляющего большинства (более 50%) случаев разгерметизации твэлов (рис. 3). Фреттинг-коррозия – следствие трения дистанционирующей решётки ТВС о поверхность твэла. Метод борьбы – повышение износостойкости поверхности. В [11] показано, что нанесение хрома на оболочку твэла из циркониевого сплава М5 повышает износостойкость поверхности в 5 раз. Нанесение нитрида хрома повышает износостойкость ещё больше. Однако истирание поверхности керамического или тугоплавкого металлического покрытия неминуемо приводит к накоплению абразива в контуре теплоносителя, способствуя ускоренному износу всех элементов первого контура реактора.

Решение этой проблемы нам видится в нанесении покрытий на основе наноструктур аморфного углерода. Эти явления давно изучались для покрытий из меди, карбидов и термоэлектриков. Например, фуллерен-содержащие покрытия возможно позволят решить проблему их использования в качестве наполнителя керамических износостойких покрытий твэлов по причине того, что углеродные материалы не только повышают износостойкость, но и в данном случае могут выступать и в роли твёрдой смазки. Их растворение в теплоносителе не приводит к проявлению абразивных свойств. Информация об исследовании таких (твёрдосмазочных) покрытий на оболочки твэлов в открытом доступе не найдена.

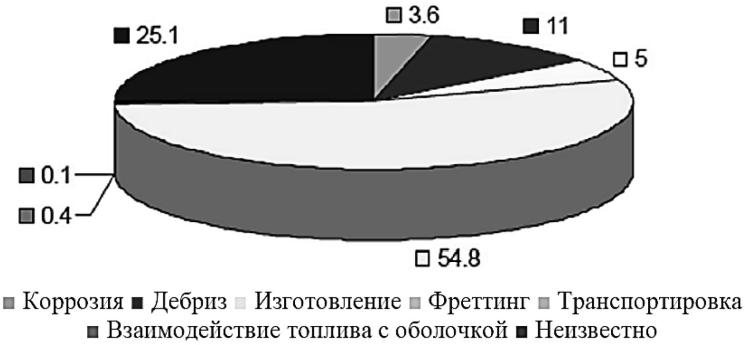

Рис. 3. Причины отказов топлива в легководных ядерных реакторах [24].

Основная проблема, проявляющаяся при использовании всех материалов с углеродом в свободном состоянии, – окисление и разрушение наноструктур из углерода. Исследование этих процессов зачастую приводило к разногласиям в результатах исследования, что связано с сильным влиянием концентрации ионов водорода и кислорода в воде под давлением выше атмосферного. В [25–28] исследовалось поведение SiC, SiO_2, Si и Cr покрытий, нанесённых методом химического осаждения из газовой фазы (chemical vapor deposition, CVD) или объёмной лазерной наплавки (Three-Dimensional laser cladding, 3DLC) в воде под давлением при 360 °C и 1200 °C. В работе [27] показано, что покрытие из SiC (CVD) быстро окисляется в воде при 360 °C. В [28] показано, что и при 1200 °C происходит сильное окисление SiC (CVD и спекание) материалов с образованием пористого кристобалита (SiO), аморфного SiO_2 и $Si(OH)_4$, хотя в работе [25] 3DLC-покрытие обладает высокой коррозионной стойкостью при 1200 °C. В связи с этим применение углерод-содержащих покрытий в легководных реакторах становится сомнительным. Однако в [26] показано, что динамика окисления SiC (CVD) в воде при 360 °C сильно зависит от избыточного содержания водорода в воде. В частности, отмечено, что повышенное содержание ионов водорода сильно замедляет скорость окисления SiC. Вследствие такой зависимости, по-видимому, и существуют разногласия в эффективности применения углеродсодержащих покрытий для защиты оболочек твэлов легководных реакторов.

Проблема низкой жаропрочности оболочек твэлов

На рис. 4 показана зависимость предела прочности конструкционных материалов активной зоны ядерных реакторов. Из рис. 4 видно, что при температурах порядка 800–1200 °C металлические материалы обладают низкой жаропрочностью, что говорит о невозможности сдерживать внутреннее давление гелия в твэле при отсутствии давления теплоносителя. В таких условиях твэл распухает и разрывается, выпуская накопленные радиоактивные вещества в первый контур. Наиболее эффективным решением здесь является применение волоконных керамических композитов SiC_f/SiC.

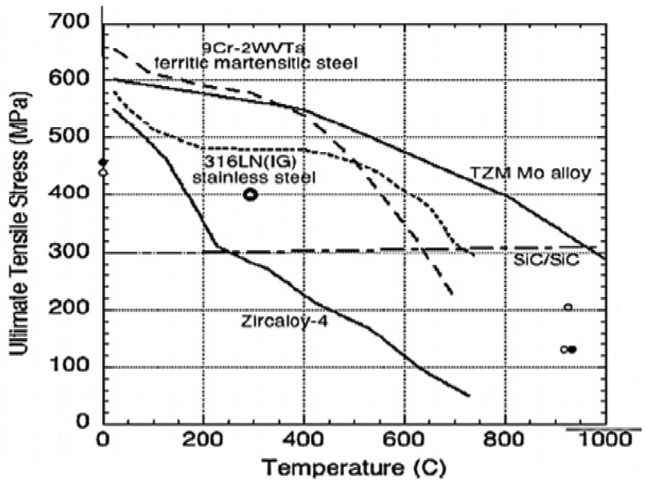

Рис. 4. График зависимости некоторых конструкционных материалов от температуры [29].

Пока применение покрытий не способно существенно повысить жаропрочность оболочек твэлов, помещая проблему разгерметизации на ранней стадии аварии в ряд наиболее опасных эффектов. Для того, чтобы увеличить жаропрочность циркониевых сплавов, возможно применение углеволокон толщиной 5–10 мкм с прочностью на разрыв 3–5 ГПа и пластичностью 0,5–2%. Намотка таких углеволокон в два слоя под, к примеру, хромовым покрытием, увеличивает предел прочности циркониевого сплава при температуре 800°С в 3–5 раз, исключая сильное распухание твэла (что, в первую очередь, способствует резкому возрастанию температуры оболочек вследствие перекрывания каналов теплоносителя) и последующую разгерметизацию. Сдерживающим фактором здесь является ограниченная пластичность углеволокон (УВ). К примеру, пластичность отечественного УВ марки УКН-5000 составляет всего 0,8%, в то время как минимальная пластичность материалов для использования в качестве каких-либо армирующих материалов на циркониевых оболочках твэлов составляет 2%. Однако существуют работы [30], в которых исследуются возможности повышения пластичности УВ методом модификации поверхности фуллеренами. Таким образом возможно повысить пластичность УВ УКН-5000 до 1,9%.

Проблема высокого остаточного энерговыделения твэлов

Исключение пароциркониевой реакции путём нанесения покрытий или модификации поверхности приводит к существенному уменьшению скорости роста температуры в условиях аварии. Однако энергия остаточной теплоотдачи ядерного топлива в 4–5 раз больше энергии, выделяющейся от пароциркониевой реакции. Вследствие этого при нанесении коррозионностойкого покрытия скорость роста температуры твэлов при потере теплоносителя снижается на 10–20%, в критических ситуациях не исключая повышение температур до $T_{пл}$ циркония.

Для уменьшения остаточного тепловыделения топлива без изменения уранводного отношения (что происходит, к примеру, при замене UO_2 на дисперсные топливные композиции типа U-Mo, U-Zr) возможна модификация диоксида урана графеновыми наноструктурами (рис. 5). Так, в [31] показано, что добавка графена на уровне 10% приводит к уменьшению температуры оболочек твэлов в среднем на 100 град (рис. 6).

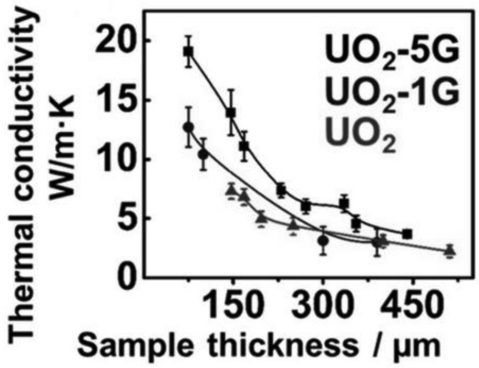

Рис. 5. Зависимость повышения теплопроводности ядерного топлива с использованием графенов [31].

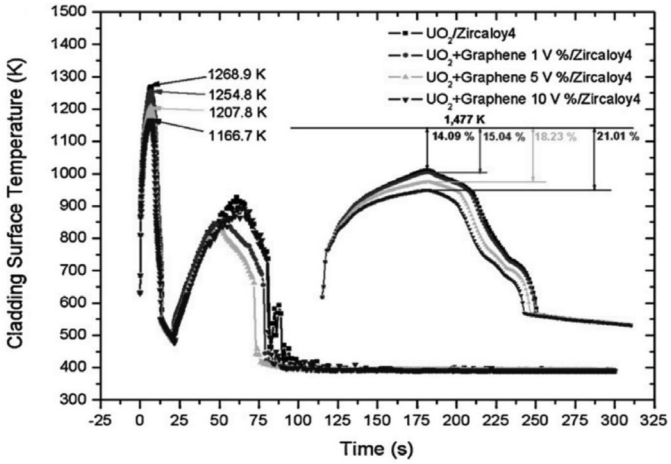

Рис. 6. Динамика повышения температуры оболочки твэла для топлива с различным содержанием GNP [31].

Отсутствие эффекта самозалечивания защитных керамических покрытий

Одним из наиболее отрицательных качественных свойств керамических покрытий, после абразивного изнашивания контура при отшелушивании, является отсутствие эффекта самозалечивания плёнки. Ферритно-мартенситные хромистые стали типа ЭП823-Ш при повреждении защитной шпинели $(Cr,Fe)_2O_3$, образующейся на поверхности стали при пассивации в расплаве свинца при

оптимальном содержании кислорода (1 – 6) · 10^{-6} масс.%, образуют в области трещины новую защитную плёнку. У сталей типа АРМТ с содержанием алюминия 6–10% в роли такого защитного слоя выступает Al_2O_3. Нанесение же керамических покрытий не подразумевает эффект самозалечивания трещин. Так, появление даже одной трещины в покрытии приводит к полной непригодности покрытия вследствие точечной коррозии в месте трещины и сквозного растрескивания оболочки с последующей разгерметизацией.

Исследование покрытий с жидкометаллическим подслоем для борьбы с распространением трещин, питтинговой коррозией и реализацией эффекта самозалечивания проведено в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» с использованием локального нанесения двухслойного покрытия методом импульсного-лазерного осаждения. На рис. 7 показано, что нанесение двухслойного покрытия Al-Al_2O_3 общей толщиной 3 мкм приводит к легированию поверхности стали алюминием на глубину 20 мкм с начальной концентрацией Al 10% после испытаний на коррозионную стойкость в расплаве свинца при 720°С. Из рис. 7б видно, что в местах растрескивания покрытия Al_2O_3 происходит образование новой керамической плёнки, образующей своего рода сетку на поверхности стали. Поэтому даже отслаивание покрытия не приводит к коррозии стали (рис. 7а) из-за легирования её поверхности алюминием. Это приводит к значительному возрастанию коррозионной стойкости приповерхностного слоя стали.

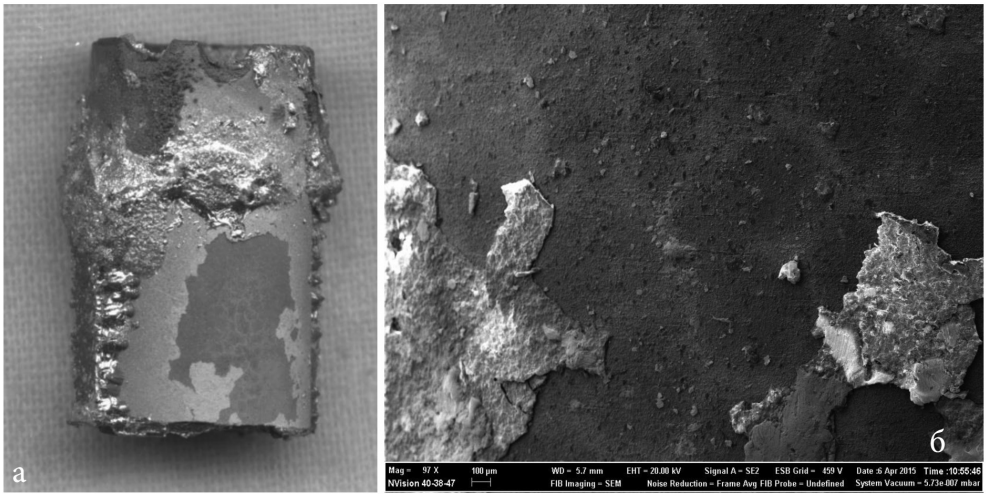

Рис. 7. Фотография оболочки твэла с двухслойным металлокерамическим покрытием Al-Al_2O_3 после коррозионных испытаний в расплаве свинца (а) и увеличенное изображение РЭМ поверхности (б).

Проблема низкотемпературного радиационного охрупчивания покрытий

Причины низкотемпературного радиационного охрупчивания (НТРО) материалов под воздействием нейтронного облучения до сих пор до конца не установлены. Возможно, они связаны с распадом нейтронов на электроны и про-

тоны. Предположения о влиянии различных механизмов накопления газовых и вакансионных пор и дефектов наталкиваются на противоречивые результаты. Как правило, постановка экспериментов не учитывает образования электронных дефектов под действием нейтронного обучения. С этой стороны, интересным является изучение влияния квантовых точек и других искусственно созданных потенциальных ям на процессы радиационного охрупчивания, вспучивания материалов и рост трещин.

Анализ доступной в различных базах данных литературы показал, что исследований в области создания покрытий с квантовыми точками в открытом доступе нет. Методом исследования и решения проблемы вполне может являться нанесение покрытий с аллотропными формами углерода, захватывающими электроны и электронные (катионные и анионные) вакансии, образующиеся в результате коррозии и нейтронного облучения.

Известно, что фуллерен – полупроводник с шириной запрещённой зоны 1,5 эВ размерами менее 1 нм. Исследование влияние физического легирования покрытий аллотропными формами углерода (фуллеренами, графенами, нанотрубками) на стойкость к облучению электронами и другие характеристики покрытий вполне способно показать существенные эффекты влияния захвата электронных дефектов кристаллической структуры на процессы деградации физико-механических свойств материалов. Также возможно, искусственное введение фуллеренов в засыпку порошка диоксида урана перед спеканием.

Фуллерен является поляризационной сверхпрочной ловушкой для свободных электронов. Один фуллерен способен кумулировать до 6 электронов с их полной энергией до 20 эВ. Это свойство фуллеренов необходимо исследовать с целью применения их в производстве твэлов. Однако полномасштабное проведение таких исследований до сих пор нами выполнено не было, по большей части ввиду финансовых и технологических сложностей при постановке эксперимента.

Заключение

Нами проведён обзор проблем стойкости тепловыделяющих элементов ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Эти проблемы связаны с быстрой деградацией свойств оболочки твэла в аварийных условиях эксплуатации. В настоящее время проведены многочисленные исследования, как в области модифицирования поверхностных слоёв оболочек твэлов воздействием концентрированными потоками энергии, которые создаются мощными импульсными электронными и ионными пучками, лазерным излучением и потоками высокотемпературной импульсной плазмы, так и в области нанесения покрытий. Установлены основные достижения в этой области. Так нанесение на внешнюю поверхность покрытия из хрома толщиной 7 мкм в 4 раза снижает скорость окисления оболочки твэла из сплава Э110 на воздухе при 1100 °С. Нанесение методом импульсного лазерного осаждения двухслойного покрытия Al/Al_2O_3 толщиной не менее 3 мкм позволяет защитить сталь ЭП823-Ш от коррозии в свинце в контакте с воздухом до температуры 720 °С при длительности испытаний 48 ч., что обусловлено созданием на поверхности плотного слоя оксида алю-

миния и легированием приповерхностных слоёв стали алюминием на глубину 20 мкм с начальной концентрацией 8–10%.

Нанесение износостойких покрытий для борьбы с фреттинг-коррозией мало эффективно из-за низкой пластичности износостойких материалов, что делает их неприемлемыми для использования в активной зоне ядерных реакторов. Наиболее перспективными на данный момент являются твёрдосмазочные покрытия и аморфные дисперсно-упрочненные керамические покрытия.

Проблема низкой жаропрочности связана с резкой деградацией жаропрочности конструкционных материалов активной зоны ядерных реакторов при повышении температуры теплоносителя. Данное обстоятельство возможно преодолеть путём применения композиционных материалов с SiC или углеродными волокнами, чьи механические свойства слабо зависят от температуры.

Проблема высокого остаточного энерговыделения ядерного топлива может решиться путём замены традиционного диоксида урана на дисперсные металлические композиции типа U-Mo, U-Zr или керамическое U_3Si_2. Тем не менее, ведутся работы по введению в диоксид урана высокотеплопроводных анизотропных фаз типа графенов для уменьшения накопленной в ядерном материале энергии, что позволит облегчить условия протекания аварии без существенного изменения конструкции активной зоны ядерного реактора.

Отсутствие эффекта самозалечивания у керамических покрытий не позволяет в настоящее время применять керамику в качестве защитного слоя. Однако разработанные в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» двухслойные покрытия типа Al-Al_2O_3 позволяют обеспечить оболочку твэла быстрого бридерного реактора БРЕСТ-ОД-300 не только высокой коррозионной стойкостью, но и трещино- и износостойкостью за счёт легирования поверхностного слоя стали алюминием и за счёт расплавления промежуточного слоя при аварийном повышении температуры теплоносителя выше 660 °C.

Проблема низкотемпературного радиационного охрупчивания покрытий и конструкционных материалов остаётся нерешённым в настоящее время эффектом. Авторами работы сделано предположение о том, что причина данного эффекта может быть основана на накоплении электронных дефектов кристаллической структуры. В этом плане необходимо подробное исследование влияния данного эффекта на охрупчивание. Решение этих проблем возможно с использованием физического легирования поверхностного слоя конструкционного материала, покрытия или ядерного материала полупроводниковыми потенциальными ямами типа фуллеренов – эффективных сверхпрочных полых наноловушек для свободных электронов. Определённые успехи в получении новых наноструктурированных материалов с уникальными свойствами, обусловленными физическим легированием нанокомпозитов наноструктурами из углерода, нами уже получены в [32–35]. Это позволяет надеяться на эффективное применение физического легирования для повышения надёжности работы атомных электростанций.

Статья поступила в редакцию 16.07.2018 г.

БЛАГОДАРНОСТИ

Работа частично выполнена при поддержке РФФИ (проект № 18-07-00897 А).

ACKNOWLEDGMENTS

This work was partially supported by the Russian Foundation for Basic Research (project No. 18-07-00897 A).

ЛИТЕРАТУРА

1. Grubb W.T., King L.H. Nuclear fuel element and container // UK Patent 1584496 A. № 23104/78; fil. 26.05.1978; publ. 11.02.1981. P. 8.
2. Nuclear fuel cladding, manufacturing processes and use against oxidation / Brachet J.-C., Billard A., Schuster F. et al. // FR patent 3025929 A1. № 1458933; fil. 17.09.2014; publ. 21.10.2016. P. 43.
3. Donaghy R.E., Sherman A.H. Surface coating Zr or Zr alloy nuclear fuel elements // UK Patent 2024262 A. № 7908120; fil. 07.03.1979; publ. 09.01.1980. P. 5.
4. Method of applying a burnable poison onto the exterior of nuclear fuel rod cladding / Lahoda E.J., Junker W.R., Congedo T.V., Lareau J.P. // US Patent 7815964 B2; № 2008/0237032 A1; fil. 29.03.2007; publ. 19.10.2010. P. 7.
5. Deposition of a protective coating including metal-containing and chromium-containing layers on zirconium alloy for nuclear power applications / Mazzoccoli J.P., Xu P., Ray S. et al. // US Patent 9721676 B2. № 2015/0348652 A1; fil. 27.05.2014; publ. 03.12.2015. P. 11.
6. Горячев А.В., Косвинцев Ю.Ю., Лещенко А.Ю. Особенности кинетики высокотемпературного окисления облученных оболочек ВВЭР // Физика и химия обработки материалов. 2009. № 2. С. 14–23.
7. Моделирование влияния содержания кислорода в свинце на коррозию хромистых сталей / Мещеринова И.А., Велюханов В.П., Зеленский В.П. и др. // Физика и химия обработки материалов. 2005. № 4. С. 5–11.
8. Способ внутриконтурной пассивации стальных поверхностей ядерного реактора / Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Иванов К.Д. и др. // пат. 2542329 C1 Рос. Федерация: МПК G21C 1/03. № 2013143712/07; заявл. 30.09.2013; опубл. 20.02.2015, Бюл. № 5. 9 с.
9. На энергоблоке №2 Нововоронежской АЭС-2 началась установка теплообменников системы пассивного отвода тепла [Электронный ресурс] // Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» : [сайт]. URL: http://www.rosatom.ru/journalist/news/na-energobloke-2-novovoronezhskoy-aes-2-nachalas-ustanovka-teploobmennikov-sistemy-passivnogo-otvoda/?sphrase_id=577886 (дата обращения: 10.11.2018).
10. Investigating Potential Accident Tolerant Fuel Cladding Materials and Coatings / Daub K., Persaud S.Y., Rebak R.B. et al. // Proceedings of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors. 13–17 August 2017, Portland. Vol. 2. Springer International Publishing, 2018. P. 215–234.
11. AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-coated M5 cladding / Bischoff J., Delafoy C., Vauglin C. et al. // Nuclear Engineering and Technology. 2018. Vol. 50. P. 223–228.
12. Chromium-aluminum binary alloy having excellent corrosion resistance and method of manufacturing thereof / Kim H.-G., Kim I.-H., Jung Y.-I. et al. // KR Patent 101691916 B1. № 20140141522A; fil. 20.10.2014; publ. 27.12.2016. P. 15.
13. Модификация поверхности циркониевых компонентов ТВС реакторов на тепловых нейтронах с целью повышения их эксплуатационных свойств / Иванова С.В.,

Глаговский Э.М., Хазов И.А. и др. // Физика и химия обработки материалов. 2009. № 3. С. 5–17.
14. Вакуумно-дуговые хромовые покрытия для защиты сплава Zr1Nb от высокотемпературного окисления на воздухе / Куприн А.С., Белоус В.А., Брык В.В. и др. // Вопросы атомной науки и техники. 2015. № 2 (96). С. 111–118.
15. In-Pile Testing of CrN, TiAlN, and AlCrN Coatings on Zircaloy Cladding in the Halden Reactor / Nieuwenhove R. van, Andersson V., Balak J., Oberlander B. // 18th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry. Hilton Head, USA, 2016. West Conshohocken, PA: ASTM International, 2018. P. 965–982.
16. Investigation of coatings, applied by PVD, for the corrosion protection of materials in supercritical water / Nieuwenhove R. van., Balak J., Toivonen A. et al. // 6th International Conference on Supercritical Water Reactors. March 2013, Shenzhen, China. China: CGNPC, 2013. P. 1–12.
17. HRTEM and chemical study of an ion-irradiated chromium/Zircaloy-4 interface / Wu A., Ribis J., Brachet J.-C. et al. // Journal of Nuclear Materials. 2018. Vol. 504. P. 289–299.
18. Capabilities to Improve Corrosion Resistance of Fuel Claddings by Using Powerful Laser and Plasma Sources / Borisov V.M., Trofimov V.N., Sapozhkov A.Yu., Kuz'menko V.A., Mikhaylov V.B., Cherkovets V.Ye., Yakushkin A.A., Yakushin V.L., Dzhumaev P.S. // Physics of Atomic Nuclei. 2016. Vol. 79. No. 14. P. 1–7.
19. Структура и механические свойства стали ЭП-823, 20Х12МН и опытных вариантов 12%-ных хромистых сталей после облучения в реакторе БН-350 / Иванов А.А., Шулепин С.В., Дворяшин А.М. и др. // 9-ая Российская конференция по реакторному материаловедению: сборник научных трудов. ОАО «ГНЦ НИИАР», 14–18 сентября 2009. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. С. 60–74.
20. García Ferré F., et al. Ceramic coatings for innovative nuclear systems // Proceedings of NEA International Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems, 11–14 July 2016, Manchester, UK. Manchester: University of Manchester, 2016 [Электронный ресурс]. URL: https://www.oecd-nea.org/science/smins4/documents/P2-3_Ceramic-coatings-for-innovative-nuclear-systems.pdf (дата обращения: 10.11.2018).
21. Влияние обработки потоками высокотемпературной импульсной плазмы на коррозионную стойкость стали в различных агрессивных средах / Якушин В.Л., Калин Б.А., Джумаев П.С. и др. // Инженерная Физика. 2007. № 4. С. 49–57.
22. Энгелько В.И. Модификация материалов импульсными электронными пучками // Атомтех-2013. Отраслевая научная конференция Госкорпорации «Росатом». МИФИ, 3–4 апреля 2013. Москва: МИФИ, 2013. С. 63–67.
23. Laser Plasma Methods for Improving the Corrosion Resistance of EP-823 Steel Fuel-Element Cladding at 650–720°C / Borisov V.M., Trofimov V.N., Kuz'menko V.A., Sapozhkov A.Yu., Mikhaylov V.B., Yakushkin A.A., Cherkovets V.Ye. // Atomic Energy. 2017. Vol. 121. No. 5. P. 344–349.
24. Preliminary results of the IAEA review on fuel failures in water-cooled reactors / Dangouleme D., Inozemtsev V., Kamimura K., Killeen J., Kucuk A., Novikov V., Onufriev V., Tayal M. // Revue Gйnйrale Nuclйaire. Numйro 2 (Mars-Avril). TOP FUEL 2009. Les enjeux industriels du combustible: Situation et perspectives – Fuel Industrial Challenges: Present Situation and Prospects. 2010. P. 40–49.
25. Adhesion property and high-temperature oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tube prepared by 3D laser coating / Kim H.-G., Kim I.-H., Jung Y.-I. et al. // Journal of Nuclear Materials. 2015. Vol. 465. P. 531–539.
26. Effect of dissolved hydrogen on the corrosion behavior of chemically vapor deposited SiC in

a simulated pressurized water reactor environment / Kim D.-J., Lee H.-G., Park J.Y., Park J.-Y., Kim W.-J. // Corrosion Science. 2015. Vol. 98. P. 304–309.
27. Application of Coating Technology on Zirconium-Based Alloy to Decrease High-Temperature Oxidation / Kim H.G., Kim I.H., Park J.Y., Koo Y.H. // Zirconium in the Nuclear Industry: 17th International Symposium, STP 1543. West Conshohocken, PA: ASTM International, 2014. P. 346–369.
28. Observations of Accelerated Silicon Carbide Recession by Oxidation at High Water-Vapor Pressures / More K.L., Tortorelli P.F., Keiser J.R., Ferber M.K. // Journal of the American Ceramic Society. 2000. Vol. 83. Iss. 1. P. 211–213.
29. Nieuwenhove R. van. Overview of ATF research and ongoing experiments in the Halden reactor (includes new investigations of graphene based fuel) // EU funded Enlargement Workshop with Grants "Materials resistant to extreme conditions for future energy systems". Kyiv, Ukraine, June 12–14, 2017 [Электронный ресурс]. URL: https://www.researchgate.net/publication/317932533_Overview_of_ATF_research_and_ongoing_experiments_in_the_Halden_reactor_includes_new_investigations_of_graphene_based_fuel (дата обращения: 10.11.2018).
30. Урванов С.А. Модифицирование углеродного волокна углеродными наноструктурами: дис. ... канд. хим. наук. Троицк, 2016. 155 с.
31. Lee S.W., Kim H.T. et al. Performance evaluation of UO_2/graphene composite fuel and SiC cladding during LBLOCA using MARS-KS // Nuclear Engineering and Design. 2013. Vol. 257. P. 139.
32. Cooper-Carbon Nanostructured Composite Coatings with Controlled Structure / Vysikaylo P.I., Mitin V.S., Markin A.A., Yakovlev A.Yu., Belyaev V.V. // Open Journal of Applied Sciences. 2016. Vol. 6. No. 3. P. 195–207.
33. Physical Alloying of Plasma Metallization Nanocomposite Coating by Allotropic Carbon Nanostructures. Pt. 1. Experimental Research / Vysikaylo P.I., Mitin V.S., Son E.E., Belyaev V.V. // IEEE Transactions on Plasma Science. 2018. Vol. 46. Iss. 5. P. 1775–1780.
34. Физическое легирование для управления нанокристаллической структурой и свойствами многофазных композитных металл-углеродных покрытий на базе карбитов / Высикайло Ф.И., Митин В.С., Якушкин А.А., Беляев В.В. // Электронная техника. Серия 3. Микроэлектроника. 2018. № 3 (170). С. 44–58.
35. Blank V., Vysikaylo P. et al. C_{60}- doping of nanostructured Bi-Sb-Te thermoelectrics // Physica Status Solidi A. 2011. Vol. 208. Iss. 12. P. 2783–2789.

REFERENCES

1. Grubb W.T., King L.H. Nuclear fuel element and container. In: *UK Patent 1584496 A. № 23104/78*; fil. 26.05.1978; publ. 11.02.1981. P. 8.
2. Brachet J.-C., Billard A., Schuster F. et al. Nuclear fuel cladding, manufacturing processes and use against oxidation. In: *FR patent 3025929 A1. № 1458933*; fil. 17.09.2014; publ. 21.10.2016. P. 43.
3. Donaghy R.E., Sherman A.H. Surface coating Zr or Zr alloy nuclear fuel elements. In: *UK Patent 2024262 A. № 7908120*; fil. 07.03.1979; publ. 09.01.1980. P. 5.
4. Lahoda E.J., Junker W.R., Congedo T.V., Lareau J.P. Method of applying a burnable poison onto the exterior of nuclear fuel rod cladding. In: *US Patent 7815964 B2; № 2008/0237032 A1*; fil. 29.03.2007; publ. 19.10.2010. P. 7.
5. Mazzoccoli J.P., Xu P., Ray S. et al. Deposition of a protective coating including metal-containing and chromium-containing layers on zirconium alloy for nuclear power applications. In: *US Patent 9721676 B2. № 2015/0348652 A1*; fil. 27.05.2014; publ. 03.12.2015. P. 11.

6. Goryachev A.V., Kosvintsev Yu.Yu., Leshchenko A.Yu. [Features of the kinetics of high-temperature oxidation of irradiated WWPR shells]. In: *Fizika i khimiya obrabotki materialov* [Physics and Chemistry of Materials Treatment], 2009, no. 2, pp. 14–23.
7. Meshcherinova I.A., Velyukhanov V.P., Zelenskii V.P. et al. [Modeling of the influence of oxygen content in lead to corrosion of chromium steels]. In: *Fizika i khimiya obrabotki materialov* [Physics and Chemistry of Materials Treatment], 2005, no. 4, pp. 5–11.
8. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Ivanov K.D. [Method contour passivation of steel surfaces of a nuclear reactor]. In: *pat. 2542329 S1 Ros. Federatsiya: MPK G21C 1/03. № 2013143712/07*; fil. 30.09.2013; publ. 20.02.2015, Bulletin no. 5. 9 p.
9. [Installation of heat exchangers of the passive heat removal system began at power unit No. 2 of Novovoronezh NPP-2]. In: *Gosudarstvennaya korporatsiya po atomnoi energii «Rosatom»* [The State Atomic Energy Corporation ROSATOM]. Available at: http://www.rosatom.ru/journalist/news/na-energobloke-2-novovoronezhskoy-aes-2-nachalas-ustanovka-teploobmennikov-sistemy-passivnogo-otvoda/?sphrase_id=577886 (accessed: 10.11.2018).
10. Daub K., Persaud S.Y., Rebak R.B. et al. Investigating Potential Accident Tolerant Fuel Cladding Materials and Coatings. In: *Proceedings of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors. 13-17 August 2017, Portland. Vol. 2*. Springer International Publishing, 2018. P. 215–234.
11. Bischoff J., Delafoy C., Vauglin C. et al. AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-coated M5 cladding. In: *Nuclear Engineering and Technology*, 2018, vol. 50, pp. 223–228.
12. Kim H.-G., Kim I.-H., Jung Y.-I. et al. Chromium-aluminum binary alloy having excellent corrosion resistance and method of manufacturing thereof. In: *KR Patent 101691916 B1. № 20140141522A*; fil. 20.10.2014; publ. 27.12.2016. P. 15.
13. Ivanova S.V., Glagovskii E.M., Khazov I.A. et al. [Modification of the surface of zirconium components of fuel assemblies of thermal-neutron reactors in order to increase their operational properties]. In: *Fizika i khimiya obrabotki materialov* [Physics and Chemistry of Materials Treatment], 2009, no. 3, pp. 5–17.
14. Kuprin A.S., Belous V.A., Bryk V.V. et al. [Vacuum-Arc Chromium Coatings for Zr-1Nb Alloy Protection Against High-Temperature Oxidation in Air]. In: *Voprosy atomnoi nauki i tekhniki* [Problems of Atomic Science and Technology], 2015, no. 2 (96), pp. 111–118.
15. Nieuwenhove R. van, Andersson V., Balak J., Oberlander B. In-Pile Testing of CrN, TiAlN, and AlCrN Coatings on Zircaloy Cladding in the Halden Reactor. In: *18th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry. Hilton Head, USA, 2016*. West Conshohocken, PA: ASTM International Publ., 2018. pp. 965–982.
16. Nieuwenhove R. van., Balak J., Toivonen A. et al. Investigation of coatings, applied by PVD, for the corrosion protection of materials in supercritical water. In: *6th International Conference on Supercritical Water Reactors. March 2013, Shenzhen, China*. China: CGNPC Publ., 2013. pp. 1–12.
17. Wu A., Ribis J., Brachet J.-C. et al. HRTEM and chemical study of an ion-irradiated chromium/Zircaloy-4 interface. In: *Journal of Nuclear Materials*, 2018, vol. 504, pp. 289–299.
18. Borisov V.M., Trofimov V.N., Sapozhkov A.Yu., Kuz'menko V.A., Mikhaylov V.B., Cherkovets V.Ye., Yakushkin A.A., Yakushin V.L., Dzhumaev P.S. Capabilities to Improve Corrosion Resistance of Fuel Claddings by Using Powerful Laser and Plasma Sources. In: *Physics of Atomic Nuclei*, 2016, vol. 79, no. 14, pp. 1–7.
19. Ivanov A.A., Shulepin S.V., Dvoryashin A.M. et al. [Structure and mechanical properties of steel EP-823, 20H12MN and experimental variants of 12% chromium steels after

irradiation in the BN-350 reactor]. In: *9-aya Rossiiskaya konferentsiya po reaktornomu materialovedeniyu: sbornik nauchnykh trudov. OAO «GNTS NIIAR», 14–18 sentyabrya 2009* [9-th Russian conference on reactor materials science: collection of scientific works. JSC "SSC RIAR", 14–18 September 2009]. Dimitrovgrad, SSC RIAR Publ., 2009. pp. 60–74

20. García Ferré F., et al. Ceramic coatings for innovative nuclear systems. In: *Proceedings of NEA International Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems, 11–14 July 2016, Manchester, UK*. Manchester: University of Manchester, 2016. Available at: https://www.oecd-nea.org/science/smins4/documents/P2-3_Ceramic-coatings-for-innovative-nuclear-systems.pdf (accessed: 10.11.2018).
21. Yakushin V.L., Kalin B.A., Dzhumaev P.S. et al. [The effect of high-temperature pulsed plasma flow treatment on the corrosion resistance of steel in various corrosive media]. In: *Inzhenernaya Fizika* [Engineering Physics], 2007, no. 4, pp. 49–57.
22. Engel'ko V.I. [Modification of materials from pulsed electron beams]. In: *Atomtekh-2013. Otraslevaya nauchnaya konferentsiya Goskorporatsii «Rosatom». MIFI, 3–4 aprelya 2013* [Atomteh-2013. Branch scientific conference of the State Corporation ROSATOM. MEPhI, 3–4 April 2013]. Moscow, MEPhI Publ., 2013. pp. 63–67.
23. Borisov V.M., Trofimov V.N., Kuz'menko V.A., Sapozhkov A.Yu., Mikhaylov V.B., Yakushkin A.A., Cherkovets V.Ye. Laser Plasma Methods for Improving the Corrosion Resistance of EP-823 Steel Fuel-Element Cladding at 650–720°C. In: *Atomic Energy*, 2017, vol. 121, no. 5, pp. 344–349.
24. Dangouleme D., Inozemtsev V., Kamimura K., Killeen J., Kucuk A., Novikov V., Onufriev V., Tayal M. Preliminary results of the IAEA review on fuel failures in water-cooled reactors. In: *Revue Gŭnŭrale Nuclŭaire, Numŭro 2 (Mars-Avril). TOP FUEL 2009. Les enjeux industriels du combustible: Situation et perspectives – Fuel Industrial Challenges: Present Situation and Prospects*, 2010, pp. 40–49.
25. Kim H.-G., Kim I.-H., Jung Y.-I. et al. Adhesion property and high-temperature oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tube prepared by 3D laser coating. In: *Journal of Nuclear Materials*, 2015, vol. 465, pp. 531–539.
26. Kim D.-J., Lee H.-G., Park J.Y., Park J.-Y., Kim W.-J. Effect of dissolved hydrogen on the corrosion behavior of chemically vapor deposited SiC in a simulated pressurized water reactor environment. In: *Corrosion Science*, 2015, vol. 98, pp. 304–309.
27. Kim H.G., Kim I.H., Park J.Y., Koo Y.H. Application of Coating Technology on Zirconium-Based Alloy to Decrease High-Temperature Oxidation. In: *Zirconium in the Nuclear Industry: 17th International Symposium, STP 1543*. West Conshohocken, PA: ASTM International Publ., 2014. pp. 346–369.
28. More K.L., Tortorelli P.F., Keiser J.R., Ferber M.K. Observations of Accelerated Silicon Carbide Recession by Oxidation at High Water-Vapor Pressures. In: *Journal of the American Ceramic Society*, 2000, vol. 83, iss. 1, pp. 211–213.
29. Nieuwenhove R. van. Overview of ATF research and ongoing experiments in the Halden reactor (includes new investigations of graphene based fuel). In: *EU funded Enlargement Workshop with Grants "Materials resistant to extreme conditions for future energy systems". Kyiv, Ukraine, June 12–14, 2017*. Available at: https://www.researchgate.net/publication/317932533_Overview_of_ATF_research_and_ongoing_experiments_in_the_Halden_reactor_includes_new_investigations_of_graphene_based_fuel (accessed: 10.11.2018).
30. Urvanov S.A. *Modifitsirovanie uglerodnogo volokna uglerodnymi nanostrukturami: dis. ... kand. khim. nauk* [Modification of carbon fiber by carbon nanostructures: PhD thesis in Chemical Sciences]. Troitsk, 2016. 155 p.

31. Lee S.W., Kim H.T. et al. Performance evaluation of UO_2/graphene composite fuel and SiC cladding during LBLOCA using MARS-KS. In: *Nuclear Engineering and Design*, 2013, vol. 257, pp. 139.
32. Vysikaylo P.I., Mitin V.S., Markin A.A., Yakovlev A.Yu., Belyaev V.V. Cooper-Carbon Nanostructured Composite Coatings with Controlled Structure . In: *Open Journal of Applied Sciences*, 2016, vol. 6, no. 3, pp. 195–207.
33. Vysikaylo P.I., Mitin V.S., Son E.E., Belyaev V.V. Physical Alloying of Plasma Metallization Nanocomposite Coating by Allotropic Carbon Nanostructures. Pt. 1. Experimental Research. In: *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2018, vol. 46, iss. 5, pp. 1775–1780.
34. Vysikaylo P.I., Mitin V.S., Yakushkin A.A., Belyaev V.V. Physical doping for control of nanocrystalline structure and properties of multiphase composite metal-carbon coatings on the basis of transition metal carbide. In: *Elektronnaya tekhnika. Seriya 3. Mikroelektronika* [Electronic Engineering. Series 3. Microelectronics], 2018, no. 3 (170), pp. 44–58.
35. Blank V., Vysikaylo P. et al. C_{60}- doping of nanostructured Bi-Sb-Te thermoelectrics. In: *Physica Status Solidi A,* 2011, vol. 208, iss. 12, pp. 2783–2789.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ

Якушкин Алексей Александрович – научный сотрудник Отделения импульсных процессов Государственного научного центра Российской Федерации Троицкого института инновационных и термоядерных исследований;
e-mail: yakushkin@triniti.ru;

Высикайло Филипп Иванович – доктор физико-математических наук, профессор кафедры теоретической физики Московского государственного областного университета;
e-mail: filvys@yandex.ru.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS

Aleksey A. Yakushkin – researcher at the Division of Pulse Processes, State Research Center of Russian Federation 'Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research';
e-mail: yakushkin@triniti.ru;

Philip I. Vysikaylo – Doctor in Physical and Mathematical Sciences, Professor at the Department of Theoretical Physics, Moscow Region State University;
e-mail: filvys@yandex.ru.

ПРАВИЛЬНАЯ ССЫЛКА НА СТАТЬЮ

Якушкин А.А., Высикайло Ф.И. Проблемы разрушения поверхности оболочек тепловыделяющих элементов ядерных энергетических установок // Вестник Московского государственного областного университета. Серия: Физика-Математика. 2018. № 4. С. 92–111.
DOI: 10.18384/2310-7251-2018-4-92-111

FOR CITATION

Yakushkin A.A., Vysikaylo P.I. Modification of the surface and coating application on fuel cladding tubes for nuclear reactors. In: *Bulletin of Moscow Region State University. Series: Physics and Mathematics*, 2018, no. 4, pp. 92–111.
DOI: 10.18384/2310-7251-2018-4-92-111