

Акционерное общество
«Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических
материалов имени академика А.А. Бочвара»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия:
***МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ
И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ***

Тематика журнала:

Металлургия и металловедение	2.6.2 Metallургия черных, цветных и редких металлов (технические науки)
Химическая технология	11.4.4. Физическая химия (технические науки, физико- математические науки, химические науки)
Энергетика	2.4.9 Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность (технические науки)

Москва – 2023

АО «ВНИИНМ». Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2023. Выпуск 5 (121) – 223 стр.

Данный выпуск журнала содержит статьи, посвященные проблемам научно-технологических работ в области материаловедения и новых материалов для ядерной техники. Представлены результаты исследований по физическому материаловедению, радиационной повреждаемости, активации и трансмутации материалов, физике радиационных явлений, механизмам формирования исходной и радиационной микроструктуры, теории, моделированию и экспериментальным исследованиям дефектов, структуры и свойств материалов.

Ответственный за выпуск: Л.А. Карпюк

Рукописи, поступающие в редакцию журнала, рецензируются.

Редакционная коллегия

Л.А. Карпюк (главный редактор), М.В. Поздеев (зам. главного редактора), В.М. Чернов (зам. главного редактора), А.В. Ананьев (зам. главного редактора по направлению «Химическая технология»), А.В. Ватулин (зам. главного редактора по направлению «Энергетика»), А.П. Варлаков, Г.В. Кулаков, А.В. Лаушкин, И.Г. Лесина, В.В. Новиков, А.А. Парфенов, А.О. Титов, В.Н. Голованов, С.Н. Калмыков, С.Н. Ливенцов, В.Д. Рисованный, М.Г. Исаенкова, Ф.Ф. Соколов (научный редактор), М.Р. Махмутова (компьютерный набор, верстка), Л.М. Родионова (ответственный секретарь)

Editorial board

L.A. Karpyuk (editor-in-chief), M.V. Pozdeev (deputy editor-in-chief), V.M. Chernov (deputy editor-in-chief), A.V. Ananyev (deputy editor-in-chief in the direction of «Chemical Technology»), A.V. Vatulin (deputy editor-in-chief in the direction of «Power»), A.P. Varlakov, G.V. Kulakov, A.V. Laushkin, L.G. Lesina, V.V. Novikov, A.A. Parfenov, A.O. Titov, V.N. Golovanov, S.N. Kalmykov, S.N. Liventsov, V.D. Risovanyu, M.G. Isaenkova, F.F. Sokolov (scientific editor), M.R. Makhmutova, L.M. Rodionova (executive secretary)

Журнал включен в Перечень рецензируемых научных изданий ВАК, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание ученых степеней кандидата и доктора наук.

Журнал включён в Российский индекс научного цитирования (РИНЦ).

Электронные копии журнала находятся в базе данных Научной электронной библиотеки www.elibrary.ru

Библиографическая и реферативная информация размещена на сайте АО «ВНИИНМ» www.bochvar.ru

*При перепечатке и цитировании ссылка на журнал обязательна.
Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.*

Журнал издается с 1972 года.

© Акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (АО «ВНИИНМ»), 2023.

СОДЕРЖАНИЕ

ХИМИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ	5
Центробежное распыление сплавов никеля и алюминия как перспективный метод изготовления пористых носителей катализаторов <i>А.А. Семенов, Б.В. Сафронов, А.Н. Букин, М.И. Беляков, В.С. Мосеева, А.В. Лизунов, О.А. Кучеров, М.Ю. Корниенко, А.В. Глебов, А.С. Аникин</i>	6
ЭНЕРГЕТИКА	
По материалам научно-технической конференции 2022 г. «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» Топливной компании ТВЭЛ в г. Сочи	14
Результаты послереакторных исследований экспериментальных АТГ твэлов с различными вариантами оболочек и топлива после двух этапов испытаний в реакторе МИР <i>А.А. Тузов, А.Л. Ижutow, Е.А. Звир, А.В. Бурукин, О.Н. Никитин, К.В. Борисов, А.А. Шельдяков, В.В. Новиков, В.И. Кузнецов, Д.В. Рыкунов</i>	15
Разработка опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из сплава Э110 <i>В.В. Новиков, Л.А. Карпюк, А.А. Маслов, Н.Н. Краснобаев, А.О. Титов, М.Ю. Корниенко, В.И. Кузнецов, В.А. Маркелов, А.Г. Мальгин, А.А. Кабанов, А.С. Заводчиков, Д.В. Рыкунов, А.А. Плясов, О.В. Хомяков</i>	23
Определение энтальпии СНУП топлива в реакторе ИГР <i>А.В. Каплиенко, В.В. Лемехов, Ю.С. Черепнин, А.В. Моисеев, А.А. Пулинец, А.П. Жирнов, А.Н. Иванюта, А.В. Тутукин, И.М. Рождественский, Д.Ю. Логинов, А.В. Белкин, И.В. Бурков, Е.Р. Межина, А.Л. Ижutow, Е.А. Звир, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова</i>	36
Совершенствование технологии производства топлива в ПАО «НЗХК» <i>А.Л. Хлытин, С.А. Яковлев, Э.Г. Подурян, А.А. Алексеев, А.С. Кузин.....</i>	46
Развитие методик и расчетных средств для сопровождения эксплуатации ядерного топлива при разгерметизации твэлов на АЭС с ВВЭР <i>И.А. Евдокимов, А.А. Сорокин, П.М. Калинин, А.Г. Хромов, Е.Ю. Афанасьева, Л.А. Маслова, И.О. Горюшин, А.Ю. Бурцев, С.П. Золотарев, С.В. Бабкин</i>	52
Разработка технологии изготовления герметизированных твэлов нового поколения на основе карбида кремния <i>Ф.В. Макаров, Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, А.П. Пономаренко, Р.Г. Захаров, А.Д. Багдатов, В.А. Пирог, А.А. Алексеев, И.А. Дзюбинский, Д.В. Кузнецов, А.В. Антия, Д.А. Кожева, Н.В. Гречухина</i>	64

Разработка и обоснование критериев для оценки рисков разрушения твэлов при ремонте негерметичных ТВС ВВЭР-1000/1200	
<i>И.А. Евдокимов, Е.Ю. Афанасьева, А.А. Сорокин, П.М. Калинин, А.Г. Хромов, Л.А. Маслова, К.Е. Улыбышев</i>	72
Разработка активных зон для АСММ и ПЭБ.	
Текущее состояние и направления развития	
<i>А.И. Романов, В.Ю. Папотин, М.Ю. Тутуркин</i>	86
Разработка технологии изготовления многослойных оболочек твэла на основе композитов SiC/SiC	
<i>В.И. Румянцев, С.В. Агафонов, М.В. Горбачева, М.А. Юрков, А.А. Шишкин, Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, Ф.В. Макаров</i>	112
Изменения параметров кристаллической структуры облученного карбида бора при длительных отжигах	
<i>В.П. Тарасиков, Ю.В. Алексеев</i>	125
Топливный цикл реактора PWR: повышенное обогащение, комбинирование ER₂O₃ И GD₂O₃ в качестве выгорающих поглотителей	
<i>А.А. Шишкин, Е.К. Косоуров, В.Е. Кузин</i>	131
Развитие циркониевых материалов для ТВС-КВАДРАТ	
<i>М.Н. Саблин, О.Ю. Милешкина, М.М. Перегуд, А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов, С.А. Никулин, С.Г. Еремин, Е.М. Муралева, А.О. Посевин, А.Ф. Радостин</i>	141
Результаты исследований ТВС-КВАДРАТ после эксплуатации на АЭС «RINGHALS-3»	
<i>А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов, В.И. Кузнецов, М.Н. Саблин, А.Ф. Радостин, А.А. Шишкин, А.В. Угрюмов</i>	155
Состояние и перспективы развития топлива для реакторов БН	
<i>А.Н. Крюков, Б.А. Васильев, М.Р. Фарахин</i>	173
Результаты эксплуатации и направления развития ядерного топлива РУ ВВЭР	
<i>С.А. Кушманов, А.И. Шумеев, А.В. Туркин, В.В. Акимов</i>	182
МЕТАЛЛУРГИЯ И МЕТАЛЛОВЕДЕНИЕ	199
Исследование локализации пластического течения циркониевого сплава Э110 применительно к условиям холодной прокатки труб	
<i>М.И. Сергачева, К.В. Ожмегов, А.С. Заводчиков, А.А. Кабанов, С.А. Бекренев, Д.А. Крюков.....</i>	200
ЭНЕРГЕТИКА	213
Разработка требований к лакокрасочным и антикоррозионным покрытиям, применимым при сооружении АЭС с целью снижения образования дебриса	
<i>А.А. Фиськов, А.Г. Митрюхин, Л.А. Матюшев, И.А. Магола</i>	214

ХИМИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ

УДК [669.24.055:669.71]-026.772

ЦЕНТРОБЕЖНОЕ РАСПЫЛЕНИЕ СПЛАВОВ НИКЕЛЯ И АЛЮМИНИЯ КАК ПЕРСПЕКТИВНЫЙ МЕТОД ИЗГОТОВЛЕНИЯ ПОРИСТЫХ НОСИТЕЛЕЙ КАТАЛИЗАТОРОВ

¹А.А. Семенов, ¹Б.В. Сафронов, ^{1,2}А.Н. Букин, ¹М.И. Беляков, ²В.С. Мосеева,
¹А.В. Лизунов, ¹О.А. Кучеров, ¹М.Ю. Корниенко, ¹А.В. Глебов, ¹А.С. Аникин
¹АО «ВНИИНМ», Москва
²РХТУ, Москва

На основе сплавов никеля с алюминием получен ряд образцов, обладающих высокой развитой поверхностью, которые могут быть применены в качестве пористых носителей катализаторов, в частности, для реакции изотопного обмена в системе «вода-водород» и для каталитического окисления водорода. Из сплавов никеля с алюминием методом центробежного плазменного распыления были получены гранулы, из которых щелочным раствором удаляли алюминий, достигая получения в них пористой структуры и развитой поверхности. Удельная поверхность наилучших из полученных образцов составила величину 21,5-21,6 м² на грамм.

Ключевые слова: сплавы никель-алюминий, центробежное плазменное распыление, щелочное травление, никель Ренея, пористые носители катализаторов, катализаторы изотопного обмена, система «вода-водород», дейтерий, тритий, протий.

CENTRIFUGAL SPUTTERING OF NIKEL AND ALUMINIUM ALLOYS AS A PROMISING METHOD FOR THE PRODUCTION OF POROUS CATALYST SUPPORTS

¹A.A. Semenov, ¹B.V. Safronov, ¹M.I. Belyakov, ^{1,2}A.N. Bukin, ²V.S. Moseeva,
¹A.V. Lizunov, ¹O.A. Kucherov, ¹M.Yu. Kornienko, ¹A.V. Glebov, ¹A.S. Anikin
¹SC «VNIINM», Moscow
²MUCTR, Moscow

Based on nickel-aluminum alloys, a number of samples have been obtained with a highly developed surface area, which can be used as porous catalyst supports, in particular, for isotope exchange reactions in the water-hydrogen system and for the catalytic oxidation of hydrogen. Granules were obtained from nickel-aluminum alloys using centrifugal plasma sputtering, from which aluminum was removed with an alkaline solution, achieving a porous structure and developed surface. The specific surface area of the best samples obtained was 21,5-21,6 m² per gram.

Keywords: nickel-aluminum alloys, centrifugal plasma sputtering, alkaline etching, Raney nickel, porous catalyst supports, isotope exchange catalysts, water-hydrogen system, deuterium, tritium, protium.

Каталитические процессы занимают важнейшее место в химической технологии. Одной из актуальных задач, с которой в настоящее время сталкиваются специалисты по изотопным технологиям, является выбор эффективного катализатора для реакции (1) изотопного обмена в системе «вода-водород» содержащей, к примеру, такие изотопы водорода как протий и дейтерий:



Эта реакция обладает высокой величиной изотопного эффекта, что позволяет использовать её для выделения дейтерия из природной изотопной смеси и для очистки тяжёлой дейтериевой воды от прочих изотопов водорода для достижения необходимой ядерной чистоты [1]. Однако без катализатора реакция (1) практически не протекает. Дейтерий и его оксид, традиционно называемый тяжёлой водой, играют важную роль в атомной энергетике. Ещё один изотоп водорода, радиоактивный тритий, не менее важен для современных атомных технологий, чем дейтерий, также он находит применение в фундаментальной и прикладной науке [2]. Вместе с дейтерием тритий представляет особый интерес как компонент горючего для неисчерпаемой термоядерной энергетике будущего. В связи с этим важно уметь обеспечивать протекание и таких реакций изотопного обмена, как (2) и (3):



Процесс активации молекулярного водорода, необходимый для протекания реакций (1-3), эффективно катализируется платиной и палладием [3], однако для интенсификации изотопного обмена необходимо использовать носители для этих металлов, обладающие развитой поверхностью, высокой пористостью и ещё целым рядом характеристик, отражающих специфику решаемой задачи. В качестве носителей платины и палладия для катализаторов изотопного обмена в системе «вода-водород» активно применяют высокопористые материалы на основе стирол-дивинилбензолных полимеров, оксида алюминия и прочих керамик.

Второй важной технологической задачей является окисление стехиометрических смесей водорода и кислорода. Одним из возможных способов конверсии водорода является низкотемпературное каталитическое окисление в аппаратах с прямым орошением водой [4]. В качестве носителя для катализаторов окисления водорода могут быть использованы пористые материалы на основе металлов, оксидов металлов и сплавов, которые обладают большой термостойкостью и долговечностью за счет своей высокой теплопроводности.

Перспективной системой для получения пористых структур на основе металлов является бинарная система «алюминий-никель» [5] (рис. 1). Известно, что алюминий

растворяется в крепких растворах щелочей, тогда как никель в этих условиях инертен. Из сплавов, содержащих эти металлы, могут быть получены материалы с развитой поверхностью, которые получили название скелетного никеля, или «никеля Ренея», по искажённому имени их первооткрывателя, американского инженера Мюррея Рейни (Murray Raney), предложившего метод их получения в 1925 году [6]. В зависимости от исходного содержания алюминия в его сплаве с никелем после щелочного травления могут быть получены материалы либо в виде мелких порошков, либо в виде пористых гранул.

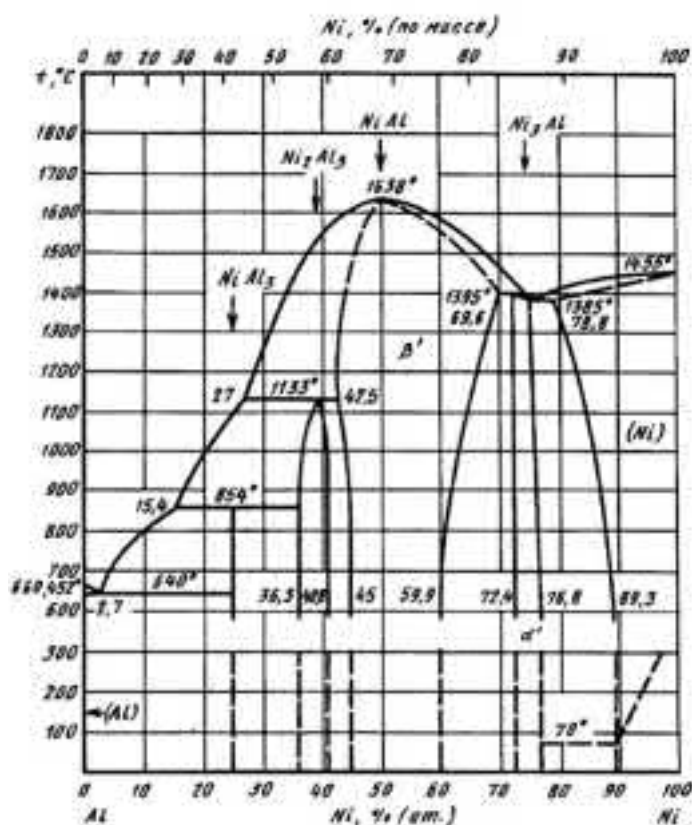


Рис. 1. Диаграмма состояния «алюминий – никель» [5]

Особенностью настоящей работы являлось то, что исходные порошки из сплавов никеля и алюминия получали методом центробежного плазменного распыления [7-11]. Этот метод позволяет получать гранулы сферической формы, что удобно в перспективе производства пористых носителей катализаторов. Предварительно компоненты сплавливали в печи в инертной атмосфере в медной водоохлаждаемой изложнице, полученный слиток с массой до 1 кг под давлением пресса переводили в крупку, которую подавали в токе аргон-гелиевой смеси с равным объёмным содержанием компонентов на установку центробежного плазменного распыления. Между водоохлаждаемым медным тиглем установки с диаметром и высотой 60 мм и неплавящимся вольфрамовым электродом зажигалась дуга и возбуждалась плазма, величина тока при этом составляла 400-600 А, а избыточное давление инертных газов

0,1 ат. Гелий в газовую смесь вводили для увеличения теплосъёма с поверхности расплывённого материала, что гарантировало формирование и кристаллизацию гранул сферической формы.

В результате распыления были получены партии сферических гранул никель-алюминиевых сплавов с диаметром от десятых долей до нескольких единиц миллиметра (рис. 2). Концентрация алюминия в различных партиях гранул составляла величину от 5 до 65 % масс. Выщелачивание алюминия из гранул вели кипящим раствором гидроксида натрия с концентрацией 30 % масс. в течение 5 часов, навеска гранул составляла от 5 до 6 граммов, объем раствора щёлочи составлял 100-120 мл. Различие режимов выщелачивания заключалось в промывке: по режиму 1 гранулы отмывали от щелочи кипячением в дистиллированной воде в течение 16 часов, по режиму 2 гранулы отмывали трое суток пятью порциями кипящей воды, каждый раз проводя кипячение в новой порции воды в течение 30 минут и оставляя затем гранулы несколько часов остывать вместе с выщелачивающим раствором. В первых порциях промывной воды при кипячении наблюдали выделение из гранул водорода и появление взвеси гидроксида алюминия после охлаждения раствора. В зависимости от химического состава гранул наблюдали заметное различие в их поведении в растворе щелочи (табл. 1). Микрофотографии гранул, полученные на электронном микроскопе Vega 3 Tescan с энергодисперсионной приставкой X-Max, представлены на рис. 2, 3, 5 и 6.

Таблица 1

Поведение гранул никель-алюминиевых сплавов при выщелачивании кипящим раствором NaOH (30 % вес.)

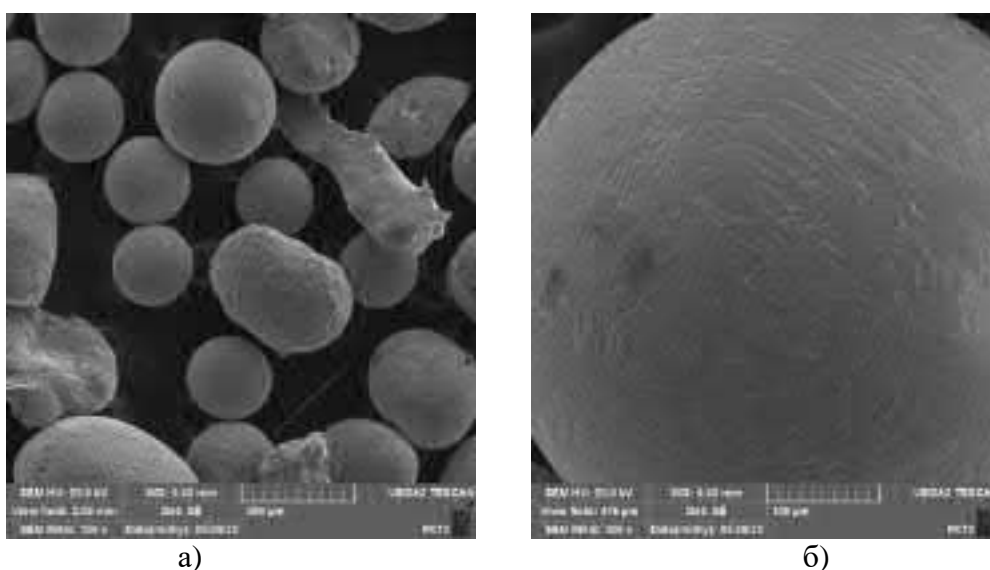
Доля Al, % масс.	5,0	10	13,3	25	40	65
Доля Al, % ат.	10,3	19,5	25,0	42,0	59,2	80,2
Соотношение Ni:Al	8,7	4,1	3,0	1,38	0,69	0,25
Характер взаимодействия	Нет	Нет	Нет	Реакция слабая, быстро затухает	Реагирует с газовой выделением	Бурная реакция уже без нагрева
Внешний вид продукта после выщелачивания	–	–	–	Внешний вид не меняется	Гранулы черного или белого цвета*	Мелкие чёрные игольчатые осколки

* Цвет гранул меняется при изменении режима выщелачивания и отмывки

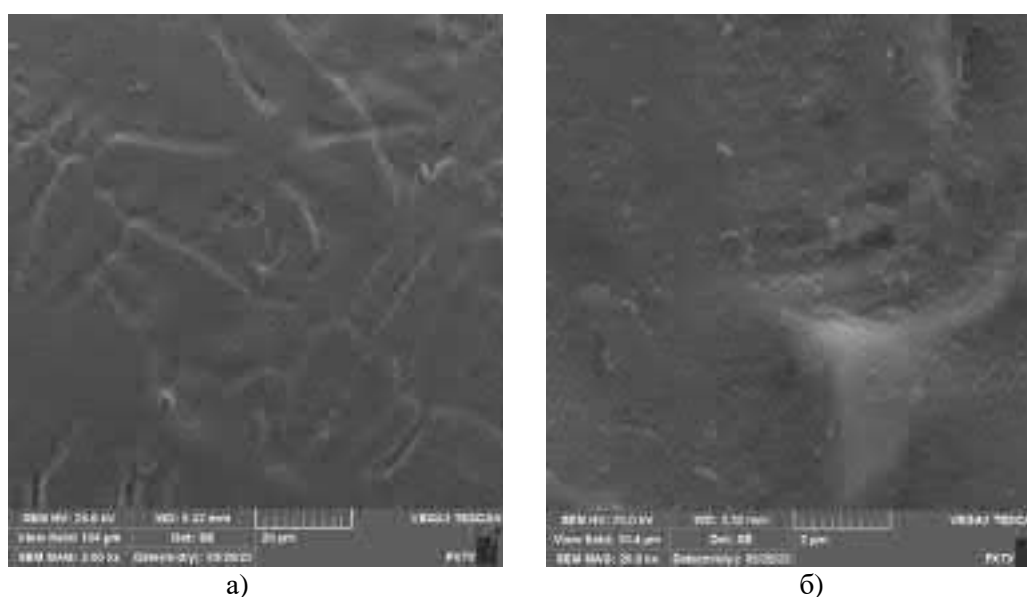
Гранулы, содержащие 25 % масс. и менее алюминия, с раствором щёлочи практически не реагируют даже при кипячении. Внешний вид и поверхность таких гранул после обработки раствором щёлочи представлена на рис.2 и 3.

При содержании алюминия 40 % масс. гранулы имеют тот же самый внешний вид (рис. 4 а), но реагируют с кипящим раствором щёлочи с выделением водорода. При отмывке гранул кипящей водой выделение водорода продолжается, при этом в воде накапливается взвесь гидроксида алюминия. Реакция гранул с раствором щёлочи и водой прекращается при охлаждении растворов. Гранулы после выщелачивания были пиррофорны, в процессе сушки происходили вспышки отдельных гранул, которые при

этом разлетались в стороны на несколько метров, разогреваясь до красно-оранжевого свечения во время полёта (рис. 4 б,в). Интересно было отметить, что гранулы, зафиксированные липкой лентой, не разогревались и не вспыхивали на воздухе, из чего было высказано предположение о том, что разогрев происходит именно при разлёте гранул при постоянном доступе свежих порций кислорода воздуха. Пирофорность гранул, по всей видимости, связана с наличием в них растворённого водорода, окисление которого катализируется активной поверхностью никеля при условии активного доступа кислорода, который происходит при разлёте гранул. По литературным данным, в никеле Ренэя может содержаться до 30 % ат. растворённого водорода [5].



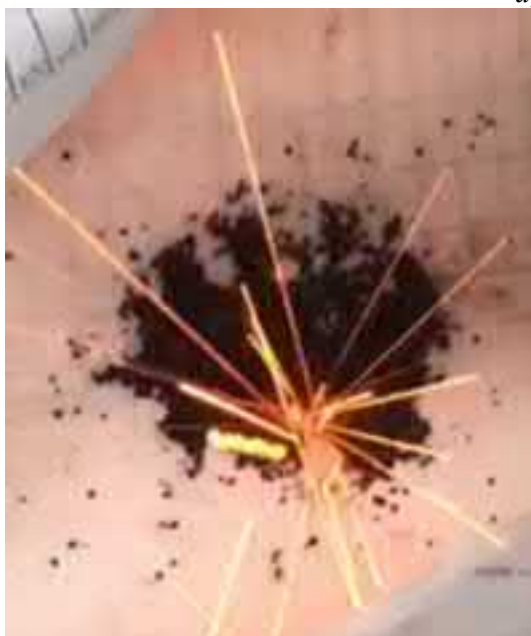
а) б)
Рис. 2. Микрофотографии гранул, полученных из сплава никеля с 25 % масс. алюминия, после их травления в щёлочи



а) б)
Рис. 3. Микрофотографии поверхности гранул, полученных из сплава никеля с 25 % масс. алюминия, после их травления в щёлочи



а)



б)



в)

Рис. 4. Внешний вид гранул, полученных центробежным распылением сплава никеля с 40 % масс. алюминия до (а) и после выщелачивания их раствором щелочи (б, в)

Удельную поверхность образцов определяли методом низкотемпературной адсорбции азота на установке Quadrosorb SI/Kr при температуре 77,35 К, адсорбтом выступал азот с чистотой 99,999% марки 5.0. Было установлено, что удельная поверхность сплава, содержащего до выщелачивания 40 % масс. алюминия, после выщелачивания по режиму 2 составила 21,5-21,6 м²/г, объём пор 0,066 см³/г со средним диаметром пор 7,3 нм. При выщелачивании гранул того же состава по режиму 1 их удельная поверхность оказалась заметно меньше 9,96 м²/г. Измеренная удельная поверхность гранул с 25 % масс. алюминия после травления в щёлочи оказалась ещё меньше (табл. 2).

Таблица 2

Характеристики никель-алюминиевых сплавов после их выщелачивания

Доля Al, % масс.	25	40	40	40
Доля Al, % ат.	42,0	59,2	59,2	59,2
Соотношение Ni:Al	1,38	0,69	0,69	0,69
Режим выщелачивания	1	1	2	2
Удельная поверхность, м ² /г	0,56	9,96	21,6	21,5
Потеря массы при измерении, %	0,65	4,29	1,79	1,79
Цвет гранул	Металлический блеск	Белый	Чёрный	Чёрный

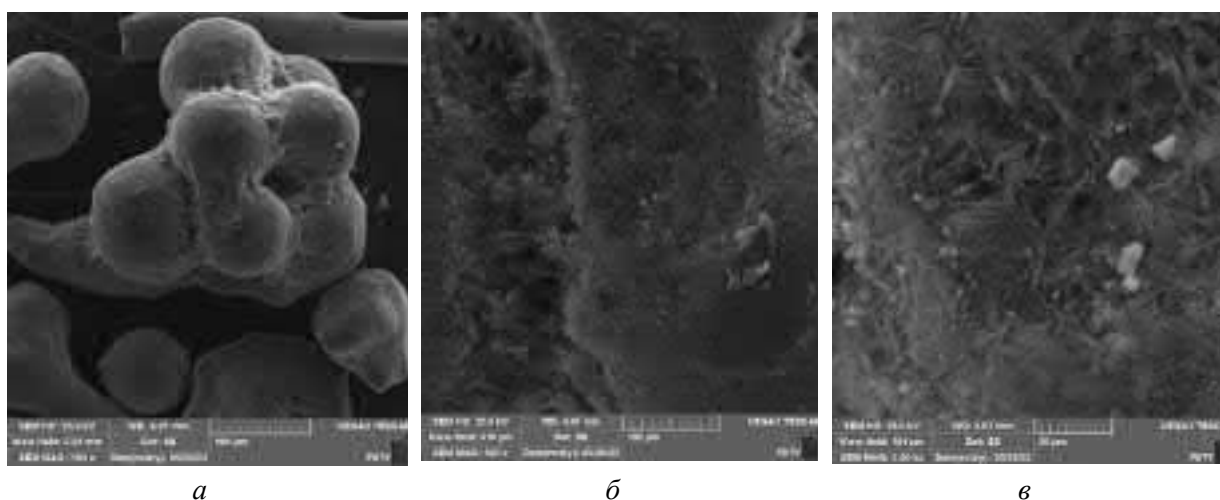


Рис. 5. Микрофотографии гранул, полученных из сплава никеля с 40 % мас. алюминия, после их травления в щёлочи по режиму 1 (отмывка в течение 16 часов без замены воды)

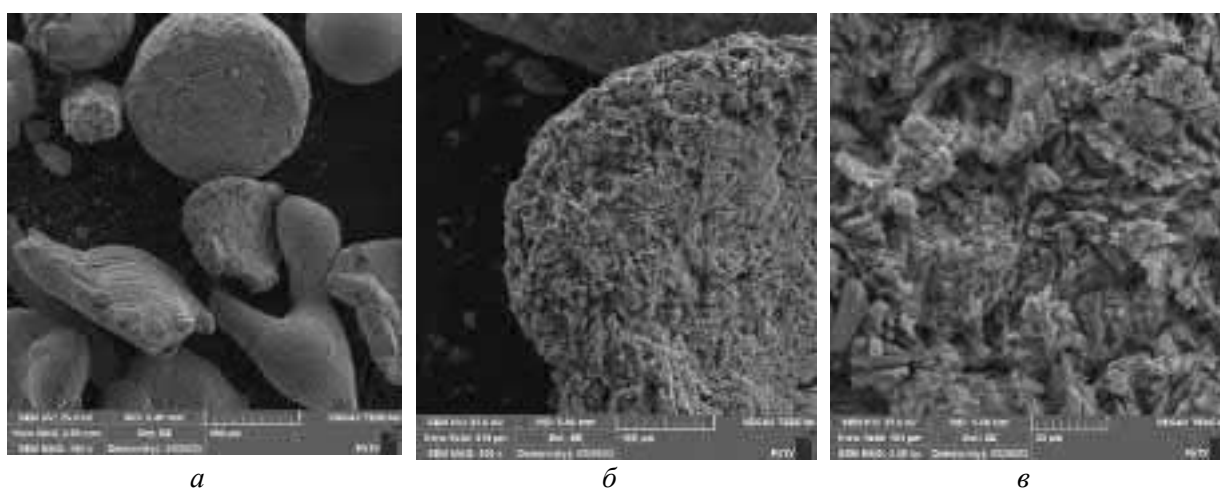


Рис. 6. Микрофотографии поверхности гранул, полученных из сплава никеля с 40 % масс. алюминия, после их травления в щёлочи по режиму 2 (отмывка в течение 3 суток с пятикратной заменой воды)

Таким образом, гранулы, представленные на рис. 6, по своим характеристикам могут быть пригодны в качестве носителей для катализаторов активации

молекулярного водорода, обеспечивая протекание реакции (1-3) изотопного обмена в системе «вода-водород», а также каталитического окисления водорода [4, 12].

Выводы

С помощью метода центробежного плазменного распыления сплавов никеля с алюминием и последующего щелочного выщелачивания из полученных гранул алюминия получен ряд образцов, обладающих высокой развитой поверхностью, которые могут быть применены в качестве пористых носителей катализаторов, в частности, для реакции изотопного обмена в системе «вода-водород», а также для каталитического окисления водорода. Удельная поверхность наилучших из полученных образцов составила величину 21,5-21,6 м²/г.

Работа выполнена в рамках программы развития РХТУ им. Д.И. Менделеева «Приоритет-2030».

Список литературы

1. Андреев Б.М., Магомедбеков Э.П., Райтман А.А. и др. *Разделение изотопов биогенных элементов в двухфазных системах.* – М.: ИздАТ, 2003. – 376 с.
2. Иванов Б.В., Семенов А.А., Лизунов А.В. *О работах АО «ВНИИНМ» в области изотопов легких элементов // Атомная энергия, 2015. Т.119, Вып.5. С. 284-286.*
3. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Катальников С.Г. // *Разделение стабильных изотопов физико-химическими методами.* – М.: Энергоатомиздат, 1982, – 208 с.
4. Иванова Н.А., Марунич С.А., Пак Ю.С. *Конвертор водорода как верхний узел обращения потоков установок химического изотопного обмена в системе «вода-водород» // Химическая технология. 2018. Т.19. №5. С. 225-234.*
5. Лякишев Н.П. *Диаграммы состояния двойных металлических систем: Справочник в 3-х т. М.: Машиностроение, 1996.*
6. Богословский Б.М., Казакова З.С. *Скелетные катализаторы, их свойства и применение в органической химии // М.: Государственное научно-техническое издательство химической литературы. 1967 г., 144 с.*
7. *Порошковая металлургия и напыленные покрытия. Под ред. Митина Б.С. // М.: «Металлургия», 1987. 792 с.*
8. Кипарисов С.С., Падалко О.В. *Оборудование предприятий порошковой металлургии // М.: «Металлургия», 1988. 448 с.*
9. Дружинин Л.К., Сафронов Б.В., Шлепов И.А. *Процессы высокотемпературного распыления, в сборнике «Химия плазмы», М.: Атомиздат, Вып. 5, 1978.*
10. Дружинин Л.К., Сафронов Б.В. и др. *Сферический релит. Способ получения и свойства. Порошковая металлургия, №7 (151), 1975. С. 1-5.*
11. Druzhinin L.K., Safronov B.V. *Same Structural Characteristics and Properties of Atomized Powders.*
12. Букин А.Н., Иванова Н.А., Марунич С.А., Пак Ю.С., Розенкевич М.Б. *Способ приготовления термостойкого гидрофобного платинового катализатора для реакции окисления водорода: пат. 2641113 Рос. Федерация. № 2017107090/04(012337); заявл. 03.03.2017; опубл. 16.01.2018.*

ЭНЕРГЕТИКА

*По материалам научно-технической конференции 2022 г.
«Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт
эксплуатации и направления развития» Топливной компании ТВЭЛ
в г. Сочи*

УДК 621.039.548

**РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ АТФ ТВЭЛОВ С РАЗЛИЧНЫМИ ВАРИАНТАМИ
ОБОЛОЧЕК И ТОПЛИВА ПОСЛЕ ДВУХ ЭТАПОВ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ
МИР**

*А.А. Тузов, А.Л. Ижutow, Е.А. Звир, А.В. Бурукин, О.Н. Никитин,
К.В. Борисов, А.А. Шельдяков*

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, onnikitin@niiar.ru

В.В. Новиков, В.И. Кузнецов, Д.В. Рыкунов

АО «ВНИИНМ», Москва, vniinm@vniinm.ru

Представлены результаты послереакторных исследований экспериментальных твэлов с различными вариантами оболочек и топлива после испытаний в реакторе МИР. Испытания и исследования твэлов проводятся в рамках работ по созданию российского топлива с повышенной устойчивостью к аварийным ситуациям для АЭС с реакторами ВВЭР и PWR.

Ключевые слова: твэл, ВВЭР, PWR, сплав Э110 о.ч. с хромсодержащим покрытием, сплав 42ХНМ, ураномолибденовое топливо.

**THE RESULTS OF POST-REACTOR STUDIES OF EXPERIMENTAL ATF FUEL
ELEMENTS WITH DIFFERENT CLADDING AND FUEL VARIANTS AFTER TWO
TESTS IN THE MIR REACTOR**

*A.A. Tuzov, A.L. Izhutov, E.A. Zvir, A.V. Burukin, O.N. Nikitin,
K.V. Borisov, A.A. Sheldyakov*

JSC «RIAR», onnikitin@niiar.ru

V.V. Novikov, V.I. Kuznecov, D.V. Rykunov

JSC «VNIINM», vniinm@vniinm.ru

The results of post-reactor studies of experimental fuel elements with different cladding and fuel variants after tests in the MIR reactor are presented. Tests and studies of fuel rods are carried out as part of the work on the creation of Russian fuel with increased resistance to emergency situations for nuclear power plants with WWER and PWR reactors.

Keywords: fuel rod, WWER, PWR, alloy E110 o.ch. with a chromium-contained coating, 42HNМ alloy, Uranium-Molybdenum fuel.

В настоящее время в странах с развитой атомной энергетикой проводятся активные разработки нового топлива для водо-водяных энергетических реакторов с повышенной устойчивостью к аварийным ситуациям (Accident Tolerant Fuel), возникающим при повышении температуры оболочек твэлов в результате потери теплоносителя или всплеска реактивности [1-3]. Авария, произошедшая в марте 2011 года на АЭС Фукусима-1 (Япония), показала всю опасность таких ситуаций. В АО «ГНЦ НИИАР» в рамках работ по созданию российского ATF-топлива для АЭС с реакторами ВВЭР и PWR проводят реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальных твэлов основных типоразмеров с различными вариантами оболочек и топлива. Разработанные АО «ВНИИНМ» твэлы имеют оболочки из сплава Э110 о. ч. с хромсодержащим покрытием и сплава 42ХНМ, а топливные таблетки – из диоксида урана и ураномолибденового сплава.

Испытания ATF-твэлов проводят в петлевых каналах реактора МИР в составе двух экспериментальных тепловыделяющих сборок в условиях водно-химических режимов реакторов ВВЭР (ТВС-1) и PWR (ТВС-2). Запланированы четыре этапа испытаний, после первого и второго этапов облучения выполнены послереакторные исследования извлеченных твэлов. В статье представлены результаты исследований твэлов после второго этапа испытаний, общая продолжительность испытаний ТВС-1 составило примерно 250 эфф. суток, а ТВС-2 – около 260 эфф. суток, максимальное расчетное выгорание топлива в ТВС-1 – 14,4 МВт·сут/кг урана; в ТВС-2 – 17,3 МВт·сут/кг урана. В процессе испытаний твэлы сохранили герметичность. Цель послереакторных исследований – получение экспериментальных данных по свойствам топлива и оболочек ATF-твэлов, определение состояния хромсодержащего покрытия на оболочках из сплава Э110 о.ч. Исследования ураномолибденового топлива проводятся впервые в рамках данной работы.

Послереакторные исследования включали в себя визуальную инспекцию и фотографирование, измерение длины и профилометрию твэлов, гамма-спектрометрию и гамма-сканирование по длине топливных сердечников, прокол оболочек твэлов с ураномолибденовым топливом с определением количества и состава газа. Для исследования состояния хромсодержащего покрытия и структурно-фазового состояния топлива использовали методы оптической микроскопии, сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа. Для ураномолибденового топлива выполняли рентгеноструктурный анализ, измерение плотности и микротвёрдости.

Поверхность твэлов с оболочками из сплава Э110 о.ч. ТВС-1 гладкая, блестящая, практически однотонная со слабо выраженной периодичностью изменения насыщенности цвета по длине на участке расположения топливного сердечника (рис. 1а). Поверхность твэлов с оболочками из сплава 42ХНМ матовая, однотонная, несколько более тёмная, чем у твэлов с оболочками из сплава Э110 о.ч. (рис. 1б). Поверхность большинства твэлов ТВС-2 матовая, более тёмная, с явно выраженной периодичностью изменения насыщенности цвета как по их длине, так и по азимуту (рис.1 в-г). Плохая отражательная способность поверхностей твэлов ТВС-2 и их более

тёмный цвет свидетельствуют о наличии на них слоя отложений. Неравномерное распределение отложений по длине и азимуту формирует на твэлах цветовую картину, подобную цветам побежалости на поверхности металла с тонкой оксидной плёнкой.

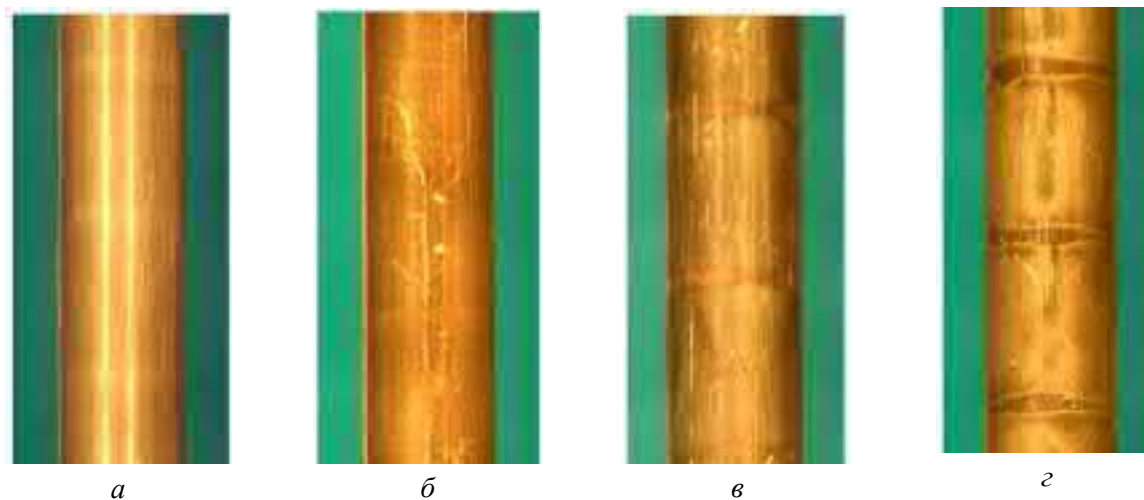


Рис. 1. Внешний вид твэлов ТВС-1 (а-б) и ТВС-2 (в-г):
а, в – оболочка из сплава Э110 о.ч., б, г – оболочка из сплава 42ХНМ

Профиль распределения продуктов деления по длине топливного сердечника для всех твэлов с обоими видами топлива имеет одинаковую несимметричную куполообразную форму с максимумом на участке с координатами 100-200 мм, на котором выгорание топлива и линейная мощность имели максимальные значения как для твэлов с UO_2 (рис. 2а), так и для твэлов с UMo (рис. 2б). Результаты измерения геометрических параметров показали различие в изменении диаметра и длины твэлов с оболочками из разных сплавов. Относительное удлинение твэлов с оболочками из сплава Э110 о.ч. составило 0,7%, удлинение твэлов с оболочками из сплава 42ХНМ пренебрежимо мало. Форма профиля изменения диаметра по длине твэлов после второго этапа испытаний практически осталась такой же, что и у твэлов, испытанных в течение первого этапа [4].

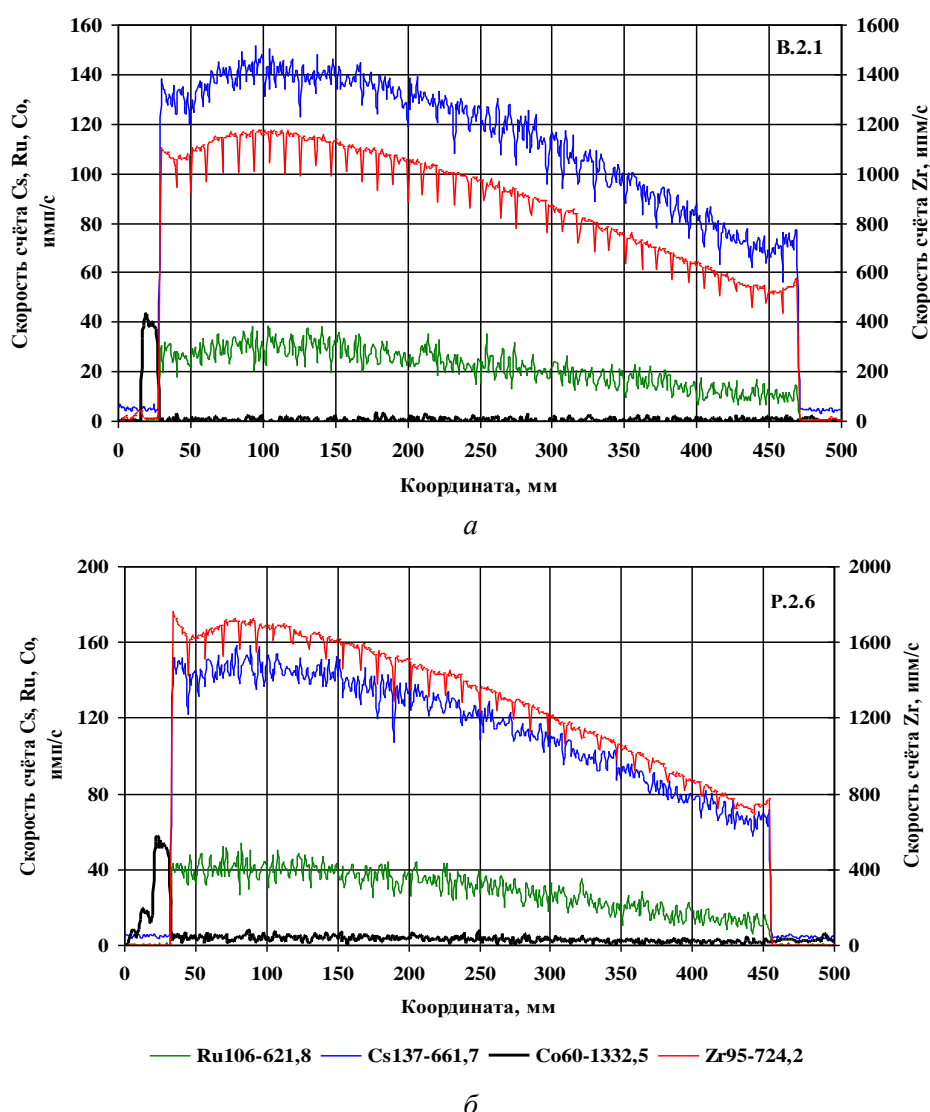


Рис. 2. Распределение продуктов деления: цезия-137 с энергией 661,7 кэВ (–), рутения-106 с энергией 621,8 кэВ (–), кобальта-60 с энергией 1 332,5 кэВ (–) и циркония-95 с энергией 724,2 кэВ (–) по длине твэлов ТВС-1 (UO₂) (а) и ТВС-2 (UMo) (б)

По результатам измерения количества и состава газа максимальная объёмная доля ГПД под оболочкой в твэлах с топливом UO₂ – от 2,8 до 7,7%, что связано с низкой теплопроводностью данного топлива и высокой линейной мощностью этих твэлов на начальных этапах реакторных испытаний, минимальная – в твэлах с металлическим топливом UMo – до 0,16%.

У твэлов с оболочками из сплава Э110 о. ч. хромовое покрытие толщиной до 10 мкм плотно сцеплено с оболочкой по всей длине твэлов (рис. 3а-б). Гидрирование оболочек незначительное: выделения гидридов имеют вид точек или коротких штрихов, равномерно распределённых по всему сечению оболочки (рис. 3в). Массовая доля водорода в оболочках не превышает $50 \cdot 10^{-4}\%$. На твэлах с оболочкой из сплава 42ХНМ признаков окисления наружной поверхности не обнаружено (рис. 3г).

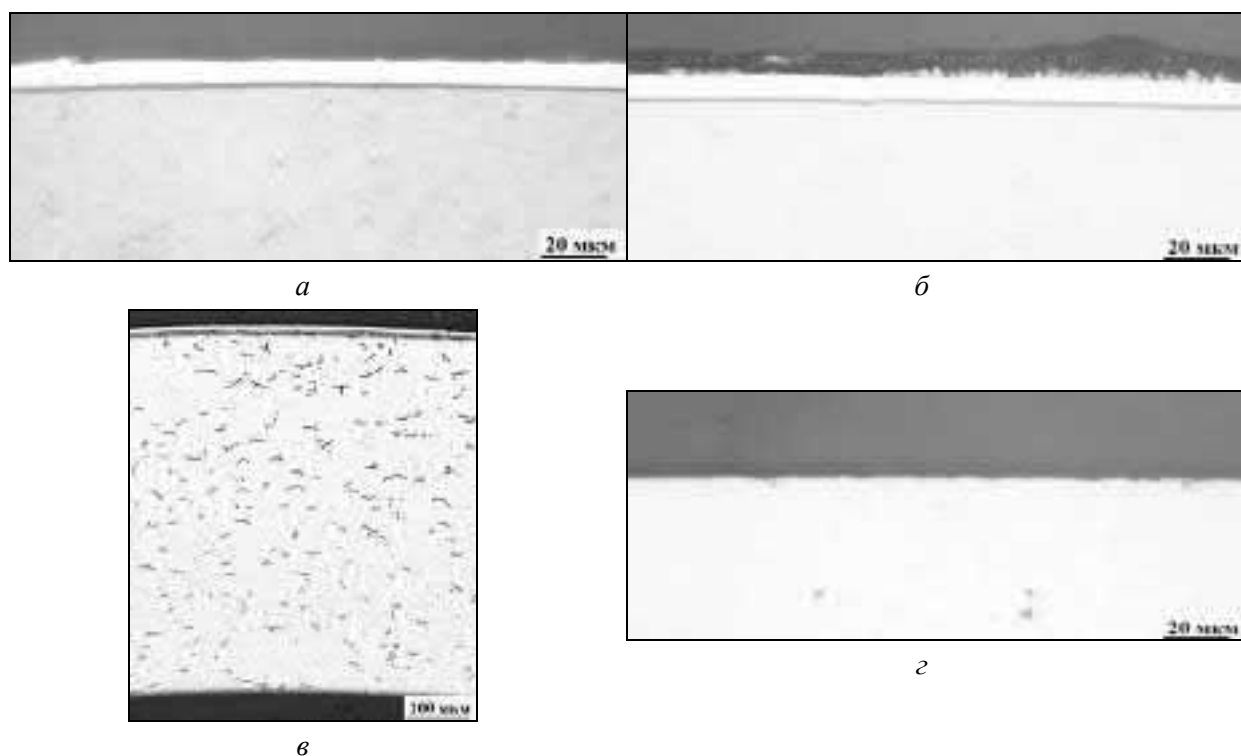


Рис. 3. Микроструктура оболочки твэлов ТВС-1 (а, в) и ТВС-2 (б, г) из сплавов Э110 о. ч. (а–в) и 42ХНМ (г) после полировки (а, б, г) и травления (в)

Отложения продуктов коррозии толщиной в несколько микрометров, сохранившиеся на твэлах после ультразвуковой очистки и протирки их ветошью, смоченной спиртосодержащим раствором, наблюдали на всех твэлах ТВС-2 (рис. 4). По данным электронно-зондового рентгеноспектрального анализа (карты распределения элементов во внешней части оболочки показаны на рис. 5), отложения в основном состоят из железа и кислорода.

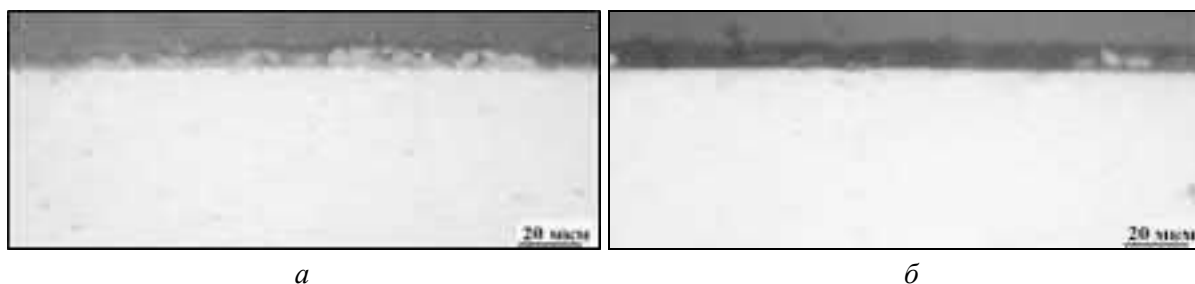


Рис. 4. Микроструктура оболочки твэла ТВС-2 вблизи внешней поверхности твэла на высоте 130 мм (а) и 250 мм (б)

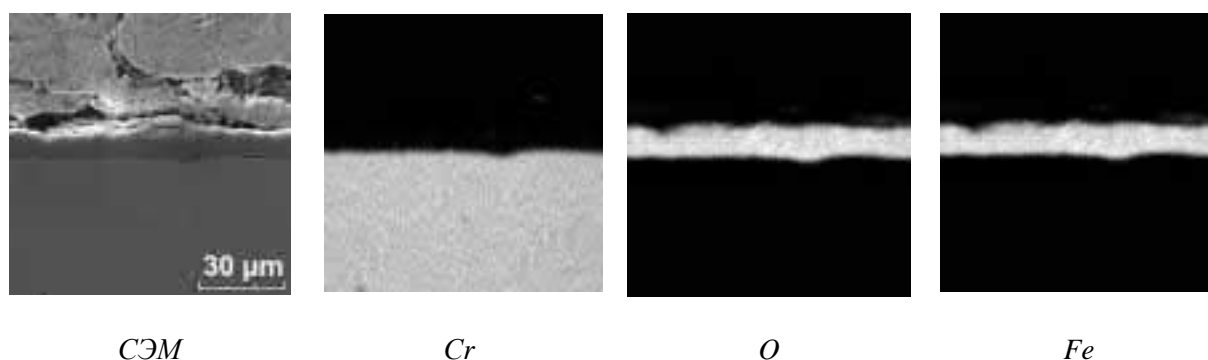


Рис. 5. Электронно микроскопическое изображение внешней поверхности оболочки твэла ТВС-2 и карты распределения хром, кислорода и железа

Металлографические исследования оболочек в области, прилегающей к их внутренней поверхности, не выявили следов коррозионного поражения и каких-либо аномалий у твэлов с оболочками из сплава 42ХНМ как с топливом УМо, так и с топливом UO_2 . Для твэлов с оболочкой из сплава Э110 о.ч. окисление внутренней поверхности не было выявлено у твэлов с топливом УМо.

Механические свойства оболочек из обоих сплавов достаточно высоки. Общее относительное удлинение для оболочек из сплава Э110 о.ч. при комнатной температуре не опускается ниже 12%, а для сплава 42ХНМ оно превышает 35%.

Результаты исследований показали, что микроструктура диоксида урана является типичной для данного топлива, отработавшего до низкой глубины выгорания.

Структура УМо топлива после полировки характеризуется наличием в нём, по крайней мере, двух фаз (светлая и тёмная) и пор. Морфология этих фаз (размеры, форма, доля фаз в сечении) существенно различается как от твэла к твэлу, так и от сечения к сечению. Различие морфологии наблюдается также и по радиусу топливной таблетки (рис. 6а). Все эти факторы свидетельствуют о том, что структура топлива, выявляемая в том числе его травлением, может зависеть как от условий облучения (температура топлива, выгорание), так и от особенностей технологии его изготовления.

Микронные поры в основном равномерно распределены по сечению таблетки. Отсутствие зависимости их размера и концентрации по радиусу таблетки указывает на технологическую природу происхождения данных пор.

Границы зёрен с помощью травления выявить не удалось (рис. 6б).

Сканирующую электронную микроскопию и электронно-зондовый микроанализ топлива из УМо проводили на поперечных шлифах твэлов в области наибольшего энерговыделения в топливе (рис. 7). Изучали фазовый и элементный состав топлива на различных участках по радиусу топливной таблетки.

Все полученные электронно-микроскопические изображения иллюстрируют наличие в топливе преимущественно трёх фаз, различающихся по насыщенности цвета: светлая фаза, серая фаза и тёмная фаза (рис. 8). Светлая фаза содержит от 87 до 91% U и от 7 до 9% Мо. Серая фаза содержит от 81 до 85% U и от 12 до 14% Мо и до 2% Al. Выделения темной фазы содержат от 58 до 74% U и от 22 до 35% Мо и до 4% Al.

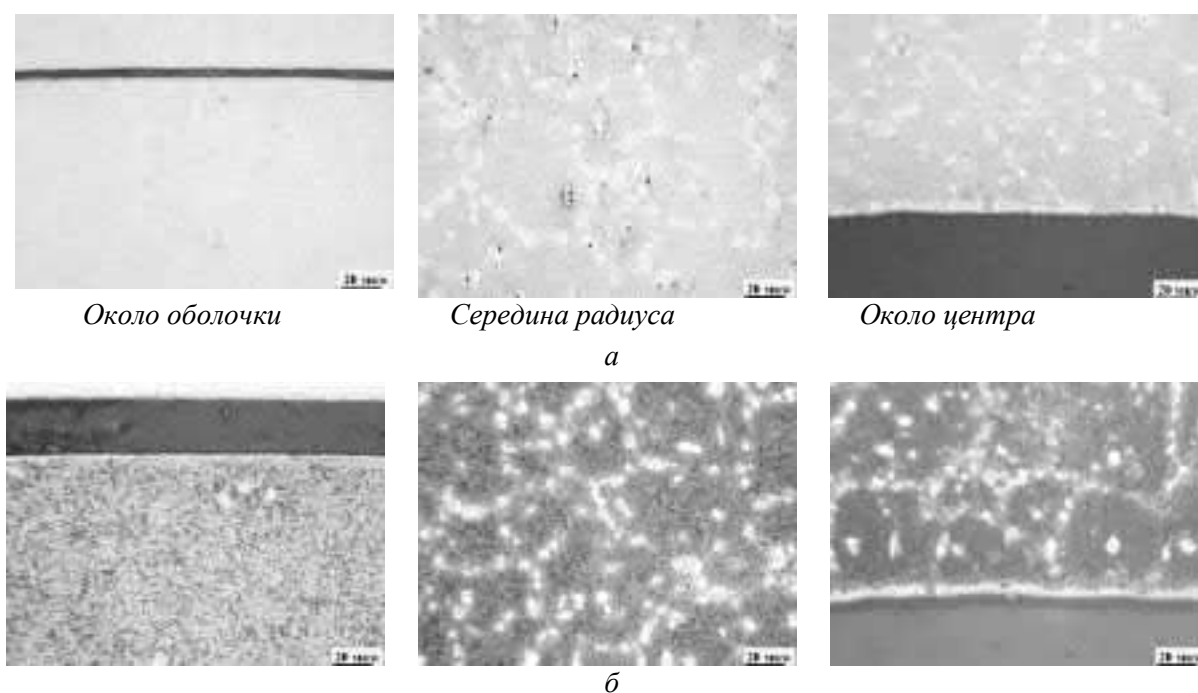


Рис. 6. Микроструктура УМо топлива твэлов ТВС-1 вдоль радиуса таблетки после полировки (а) и после травления (б)

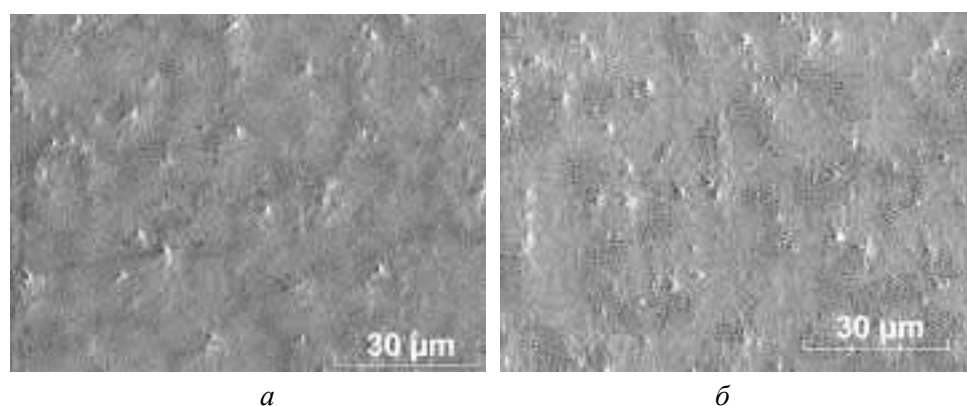


Рис. 7. Микроструктура УМо топлива твэлов ТВС-1 вдоль радиуса таблетки: около оболочки (а) и около центра таблетки (б)

Светлая и серая фазы присутствуют на всех участках твэлов. Существенного изменения их морфологии по радиусу таблеток не наблюдается, в то время как размеры и концентрация тёмной фазы различны как в разных твэлах, так и на разных участках по радиусу топливной таблетки.

Среднее значение плотности облучённого ураномолибденового топлива находится в диапазоне от 15,98 до 16,61 г/см³, что несколько меньше исходного значения 16,7 г/см³. После двух этапов облучения в реакторе МИР микротвёрдость топлива составила от 38 до 56 МПа и уменьшилась по сравнению с твэлами одинакового типа, облучёнными в течение первого этапа, в среднем на 4÷12 МПа.

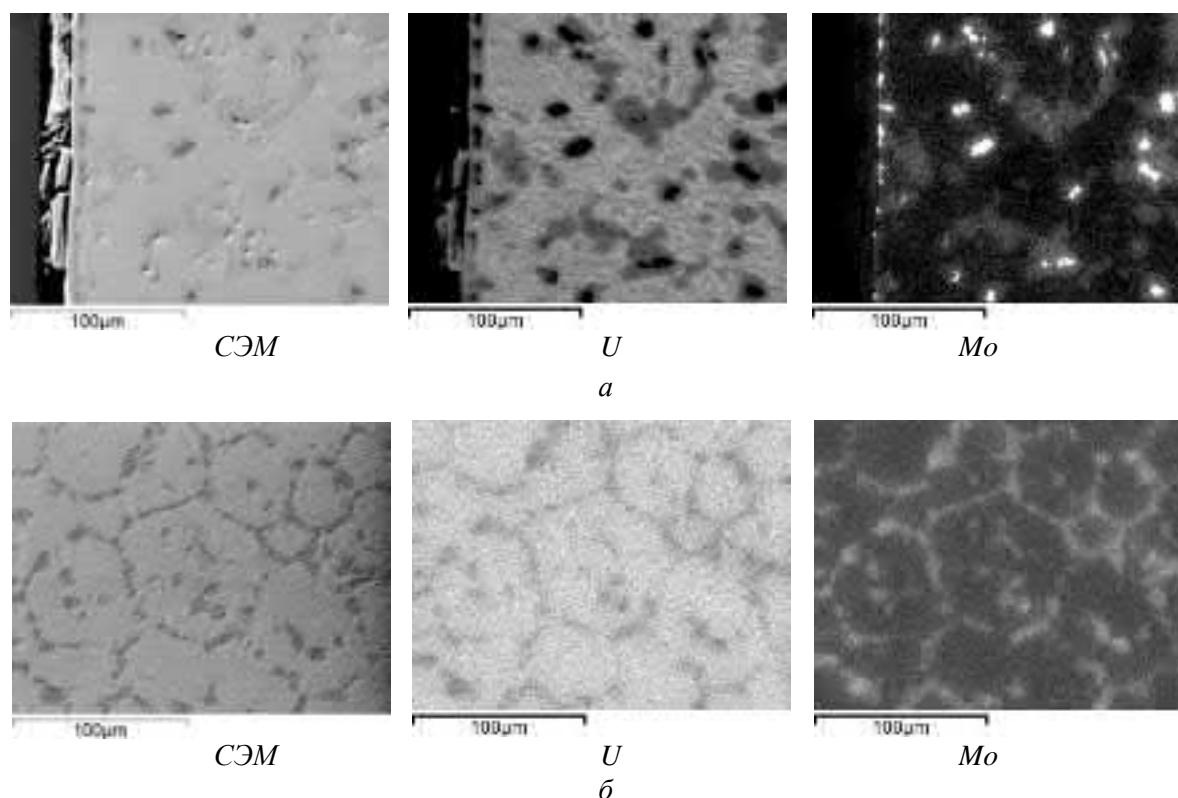


Рис. 8. Электронно микроскопическое изображение микроструктуры УМо топлива твэлов ТВС-1 и карты распределения урана и молибдена около оболочки (а) и около центра таблетки (б)

Реакторные испытания УМо топлива в течение двух этапов облучения подтверждают его работоспособность. Все твэлы сохраняют герметичность. При осмотре твэлов установлено, что хромосодержащее покрытие не повреждено, следов отслоения покрытия не выявлено.

Испытания экспериментальных твэлов толерантного типа в составе ТВС-1 и ТВС-2 в реакторе МИР продолжены.

Список литературы

1. *State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels*. Nuclear Energy Agency. Organisation for Economic Co-Operation and Development. NEA Report №7317, Nuclear science, 2018.
2. *Development of Light Water Reactor Fuels with Enhanced Accident Tolerance, Report to Congress*, United States Department of Energy, June 2015.
3. Курьиндин А.В., Куркин А.М., Каримов А.З., Маковский С.В. О подходах к регулированию безопасности применения толерантного ядерного топлива // *Ядерная и радиационная безопасность*. 2021. №4(102). С. 13-23. DOI: 10.26277/SECNRS.2021.102.4.002.
4. Шельдяков А.А., Борисов К.В., Жителев В.А., Кобылянский Г.П., Никитин О.Н., Гильмутдинов Илгиз Ф., Кузьмин С.В. Результаты исследований ATF-твэлов после первого этапа облучения в реакторе МИР. *Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» 2020*, С. 90-94.

УДК 621.039.53

РАЗРАБОТКА ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ НАНЕСЕНИЯ ХРОМОВОГО ПОКРЫТИЯ НА ОБОЛОЧКИ ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110

*В.В. Новиков, Л.А. Карпюк, А.А. Маслов, Н.Н. Краснобаев, А.О. Титов,
М.Ю. Корниенко, В.И. Кузнецов, В.А. Маркелов, А.Г. Мальгин, А.А. Кабанов,
А.С. Заводчиков, Д.В. Рыкунов, А.А. Плясов, О.В. Хомяков*
АО «ВНИИНМ», Москва

В работе представлен обзор текущего состояния исследований, направленных на разработку опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из сплава Э110. Описан выбор оптимального типа покрытия и приведены результаты дореакторных и послереакторных испытаний оболочек с Cr-покрытием. Рассмотрены основные этапы перехода от лабораторной технологии нанесения покрытия к опытно-промышленной.

Ключевые слова: оболочка твэла, хромовое покрытие, толерантное топливо, окисление, авария ЛОСА, реакторные испытания.

DEVELOPMENT OF PILOT TECHNOLOGY FOR CHROMIUM-COATED E-110 FUEL CLADDINGS PRODUCTION

*V.V. Novikov, L.A. Karpyuk, A.A. Maslov, N.N. Krasnobayev, A.O. Titov,
M.Yu. Kornienko, V.I. Kuznetsov, V.A. Markelov, A.G. Malgin, A.A. Kabanov,
A.S. Zavodchikov, D.V. Rykunov, A.A. Plyasov, O.V. Khomyakov*
JSC «VNIINM», Moscow

The current state of the studies aimed at the development of pilot technology for the chromium-coated E-110 fuel claddings production is reviewed. The optimal choice of coating is described. The results of the Cr-coated as-received and irradiated claddings examination are presented. Steps of the technology evolution from the experimental one to the pilot are considered.

Keywords: fuel cladding, Cr-coating, accident tolerant fuel, oxidation, LOCA, reactor testing.

Введение

После аварии на станции Fukushima Daiichi (Япония) в 2011 году для мировых производителей ядерного топлива остро стал вопрос о необходимости предотвратить или максимально отсрочить разрушение твэлов при авариях с потерей теплоносителя

(loss of coolant accident – LOCA). Практически сразу (уже в 2012 году) в мире начались исследования, направленные на поиск вариантов защиты оболочек ТВЭЛов от высокотемпературного окисления, сопровождающегося выделением большого количества водорода, и на оптимизацию состава топливных таблеток.

Сейчас для этих новых видов топлива в соответствии с идеологией их разработки появилось устоявшееся название: топливо, устойчивое к авариям (Accident Tolerant Fuel) или толерантное топливо (ATF-топливо).

К настоящему времени наиболее разработанным у зарубежных производителей является вариант ATF-топлива, включающий оболочку из циркониевого сплава с хромовым покрытием и таблетку из диоксида урана с крупным зерном (>40 мкм) с содержанием легирующих добавок, превышающих нормы ASTM.

Использование такого топлива при нормальной эксплуатации дает:

- снижение окисления и поглощения водорода циркониевой оболочкой;
- снижение выхода газовых продуктов деления (как следствие – уменьшение давления газа под оболочкой);
- повышение сопротивления взаимодействию топлива с оболочкой PCI (вследствие снижения дефектности таблеток);
- уменьшение фреттинг-износа оболочек;
- дополнительный барьер для дебрис – повреждения (хромовое покрытие).

Как ожидается, перечисленные факторы, вместе взятые, обеспечат смягчение эксплуатационных ограничений на маневрирование реакторной установки.

В аварийных режимах этот вариант толерантного топлива позволит:

- снизить окисление оболочки в паре при высокой температуре;
- снизить наработку водорода;
- создать дополнительное сопротивление раздутию оболочки под внутренним давлением;
- уменьшить давление газовых продуктов деления под оболочкой и снизить количество негерметичных ТВЭЛов, и, как следствие, улучшить радиационную обстановку на станции.

Кроме указанного выше варианта ATF-топлива, в настоящее время различными производителями ядерного топлива рассматриваются оболочки из сплавов, не содержащих цирконий (FeCrAl, SiC) [1,2], и топливо на основе соединений урана и кремния (U_3Si_2) [3]. Однако исследования этих вариантов пока находятся на начальной стадии.

На рис. 1 представлена дорожная карта работ по реакторным испытаниям различных вариантов толерантного топлива в мире по состоянию на конец 2022 года (данные для зарубежных производителей взяты из материалов конференций «TopFuel Light Water Reactor Fuel Performance Conference» 2018-2022 годов [4]).

Из рис. 1 видно, что, несмотря на значительную задержку начала работ (2018 г.), АО «ТВЭЛ» к настоящему времени достиг значительных результатов. В частности,

было нанесено хромовое покрытие на оболочки из сплава Э110опт на лабораторной и опытной установках, изготовлены экспериментальные твэлы для испытаний в исследовательском реакторе и для опытно-промышленной эксплуатации в энергетическом реакторе. Более четырех лет идут испытания в реакторе МИР (АО «ГНЦ НИИАР») экспериментальных тепловыделяющих сборок (ЭТВС) с экспериментальными твэлами следующих модификаций: оболочки из сплава Э110 с хромовым покрытием, оболочки из сплава 42ХНМ, таблетки из UO_2 и UMo (достигнуто выгорание 30 МВт-сут/кг U). С 2022 года испытывается ЭТВС с экспериментальными твэлами, содержащими таблетки из U_3Si_2 . С 2021 года на Ростовской АЭС проходят опытно-промышленную эксплуатацию три ТВС, в составе которых есть полномасштабные твэлы, оболочки которых выполнены из сплава Э110опт с хромовым покрытием, и твэлы с оболочками из сплава 42ХНМ (завершен первый 18-месячный цикл). Топливом в обоих случаях являются таблетки из диоксида урана (UO_2). Испытания проходят успешно, разгерметизации твэлов не выявлено.

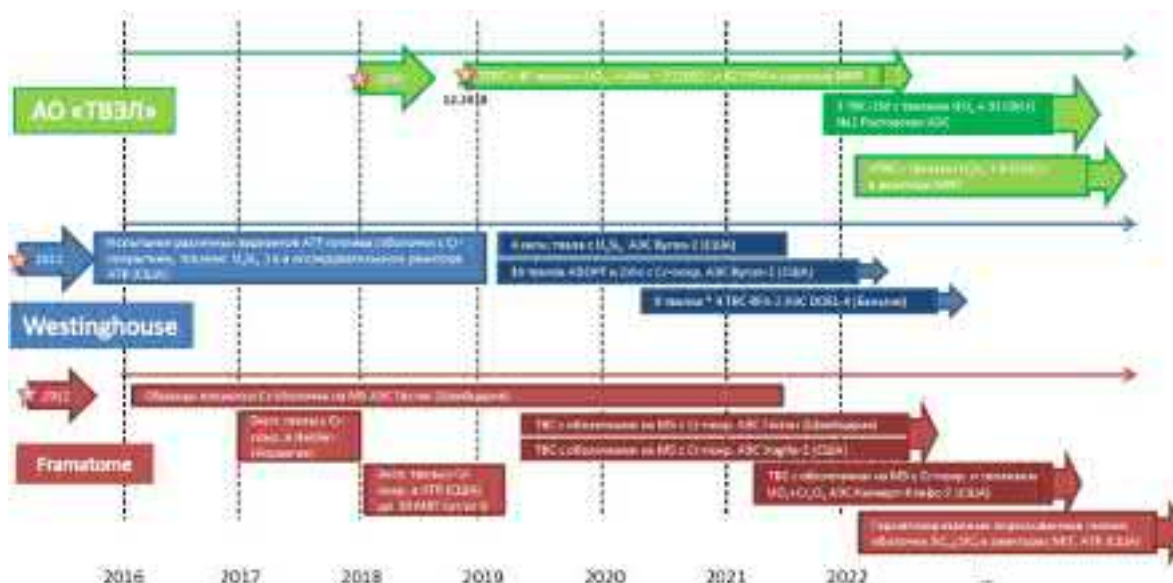


Рис. 1. Состояние работ по реакторным испытаниям толерантного топлива в мире

Успешность реакторных испытаний, наряду с простотой в разработке и реализуемостью технологии производства оболочек из сплава Э110опт с хромовым покрытием, подтвердили правильность выбора этого варианта толерантного топлива. В развитие этого направления уже сейчас идет отработка опытно-промышленной установки нанесения хромового покрытия, которая будет размещена на производственной площадке АО «ЧМЗ» и позволит сделать первый шаг к выпуску крупных партий оболочек для производства отечественного варианта ATF-топлива.

В настоящей работе представлен обзор текущего состояния исследований, направленных на разработку опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из сплава Э110опт.

Выбор хромосодержащего покрытия и его поведение при высоких температурах

При выборе покрытия для оболочек твэлов в первую очередь внимание было обращено на хром, поскольку такие покрытия широко используются в различных областях промышленности, хорошо себя зарекомендовали, и существует несколько отработанных технологии их нанесения. Также известна высокая коррозионная стойкость хрома в кислородосодержащей среде – на поверхности хрома быстро образуется тонкая плотная оксидная пленка, которая далее препятствует окислению как самого хромового покрытия, так и металла под ним. Кроме того, в соответствии с фазовой диаграммой [5], до температур, значительно превышающих температуры нормальной эксплуатации оболочек твэлов в реакторах ВВЭР (PWR), существенного взаимодействия циркония с хромом нет (по крайней мере, до температур порядка температуры α - β перехода циркония растворимости Cr в Zr и Zr в Cr близки к нулю).

На начальном этапе работ был проведен выбор хромосодержащего покрытия для оболочек твэлов. Были рассмотрены несколько однослойных и многослойных вариантов: Cr, Cr-Al и Fe-Cr-Al.

На рис. 2 представлены результаты металлографии рассмотренных вариантов покрытий на оболочки из сплава Э110опт. В табл. 1 приведены результаты коррозионных испытаний соответствующих образцов. Видно, что как по сплошности покрытия и однородности его структуры, так и по минимальному привесу при коррозионных испытаниях лидером является Cr-покрытие. Очевидно, этот тип покрытия максимально прост в производстве. Как следствие, именно он был выбран для изготовления экспериментальных оболочек твэлов для реакторных испытаний.

Когда выбор покрытия был сделан, все исследования сконцентрировались на одном варианте – Cr-покрытии. На лабораторной (экспериментальной) установке нанесения покрытия методом ионно-плазменного магнетронного распыления хрома (PVD – Physical Vapor Deposition) были изготовлены образцы оболочек из сплава Э110опт с Cr-покрытием и подвергнуты серии механических и коррозионных испытаний. Были использованы стандартные режимы коррозионных испытаний для нормальной эксплуатации – вода под давлением $T=360$ °C, 18.6 МПа, – и проектной аварии с потерей теплоносителя LOCA – пар $T=1200$ °C.

Автоклавные испытания в воде при температуре $T=360$ °C и давлении 18.6 МПа выполнялись на образцах от полноразмерных оболочек твэлов из сплава Э110опт с хромовым покрытием (наружный диаметр 9.1мм и внутренний диаметр 7.73 мм). Толщина покрытия на внешней поверхности оболочек составляла ~9 мкм (на внутренней поверхности покрытия нет).

После испытаний выполнены измерения привесов, металлография, сканирующая электронная микроскопия с определением распределения элементов по толщине покрытия и слою металла под покрытием и определение концентрации поглощенного водорода C_H . Для измерения элементного состава применялся энергодисперсионный и волновой рентгеноспектральный микроанализ, концентрация водорода определялась на

кольцевых образцах методом инфракрасной абсорбции с помощью прибора LECO TCH-600. Результаты представлены на рис. 3 и 4.

Из рис. 3 и 4 видно, что наличие хромового покрытия приводит к значительному снижению коррозионных привесов и количества поглощенного циркониевым сплавом водорода, толщина оксида хрома на образце оболочки с покрытием на порядок меньше толщины покрытия.

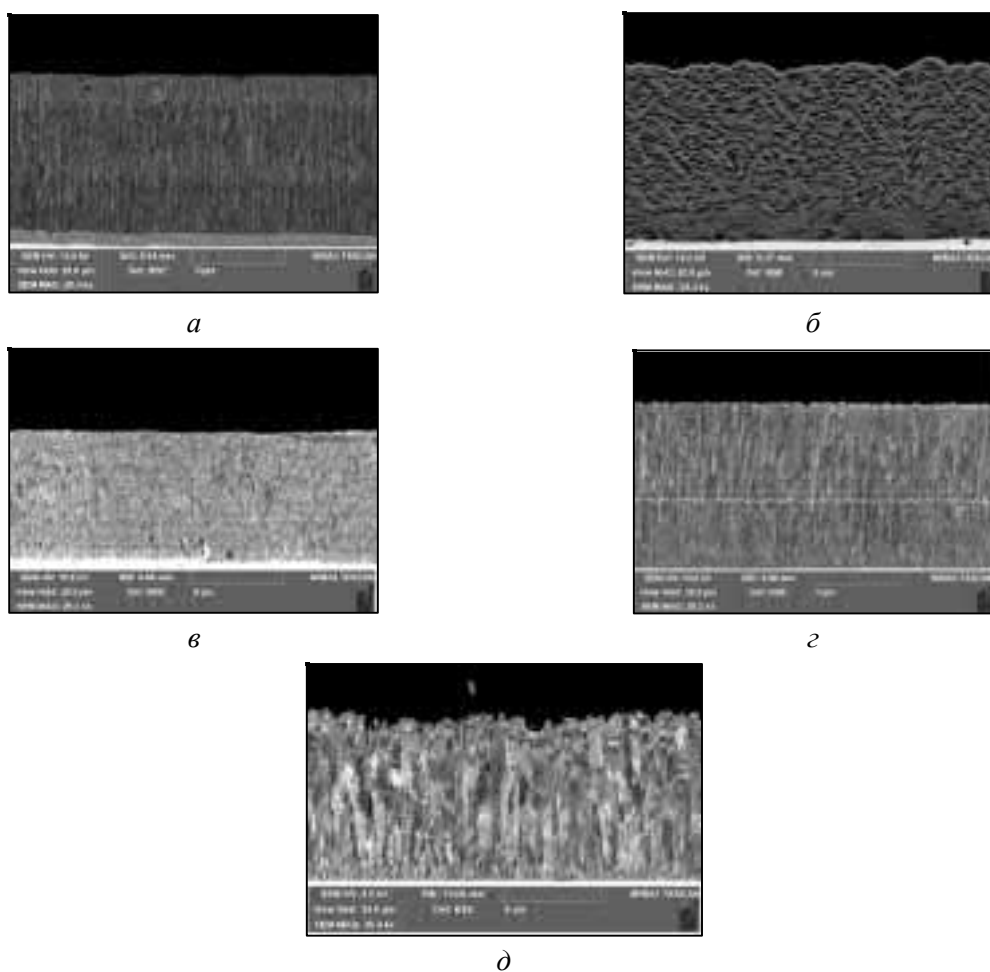


Рис. 2. Микроструктура различных типов хромосодержащих покрытий на оболочках из сплава Э110: а – Cr-Al, б – Cr-Al многослойное, в – Fe-Cr-Al, г – Fe-Cr-Al многослойное, д – Cr

Таблица 1

Привесы образцов оболочек с различными типами хромосодержащих покрытий при коррозионных испытаниях

Оболочка+ Покрытие	Э110опт исходн.	Cr	Cr-Al	Cr-Al многослойное	Fe-Cr-Al	Fe-Cr-Al многослойное
Вода 360°C/60 сут., мг/дм ²	30	14	14.5	15	14	15
Пар 1200°C/1000с, мг/см ²	19	9.5	17.8	14.0	11.1	19.7

Отдельно следует отметить, что, поскольку хромовое покрытие на образцах наносилось только на наружную поверхность, наблюдаемые привесы в основном обусловлены коррозией на внутренней – незащищенной поверхности.

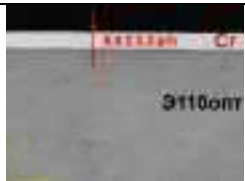

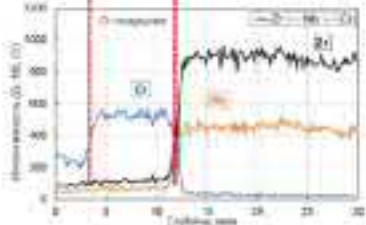
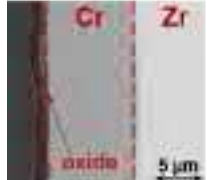
Исходное состояние	После автоклавных испытаний	
	Э110опт 390 дней $C_H = 85 \text{ ppm}$	
	Э110опт + Cr 390 дней $C_H = 55 \text{ ppm}$	

Рис. 3. Результаты автоклавных испытаний оболочек с хромовым покрытием

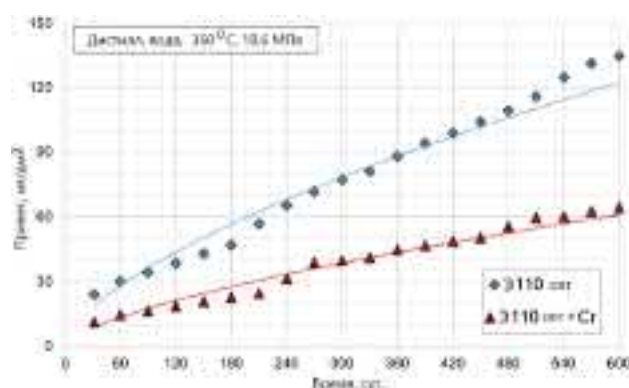


Рис. 4. Привесы образцов оболочек из сплава Э110опт с хромовым покрытием и без него (двухстороннее окисление)

Испытания в режимах, характерных для проектной аварии с потерей теплоносителя ЛОС, проводились в установке высокотемпературного окисления АО «ВНИИНМ» в водяном паре при температуре $T_{ок} = 1200 \text{ }^\circ\text{C}$ в течение 1000 с. Результаты испытаний представлены на рис. 5 и 6.



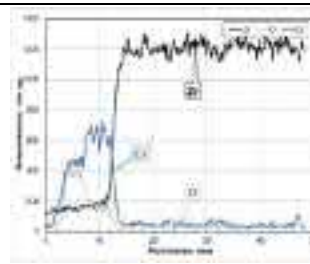
		
а	б	в

Рис. 5. Результаты высокотемпературных коррозионных испытаний оболочек с хромовым покрытием: а – Э110опт (исх), б, в – Э110опт + Cr (символ Zr(O) – обозначает твердый раствор кислорода в хrome)

На рис. 5 наблюдаются характерные для высокотемпературных испытаний области взаимопроникновения соседних слоев [6]): область твердого раствора кислорода в циркониевом сплаве (рис. 5а) и область эвтектики $ZrCr_2$ (рис. 5в).

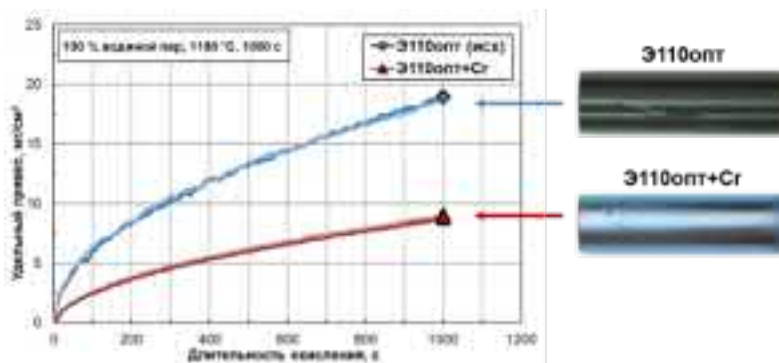


Рис. 6. Привесы образцов оболочек из сплава Э110опт с хромовым покрытием и без него при высокотемпературных испытаниях в паре (двухстороннее окисление)

После экспериментов по высокотемпературному окислению трубчатые образцы оболочек с хромовым покрытием были подвергнуты кратковременным механическим испытаниям на диаметрально сжатие при температуре 135 °C. Типичные машинные диаграммы нагружения для оболочек с покрытием и без представлены на рис. 7.

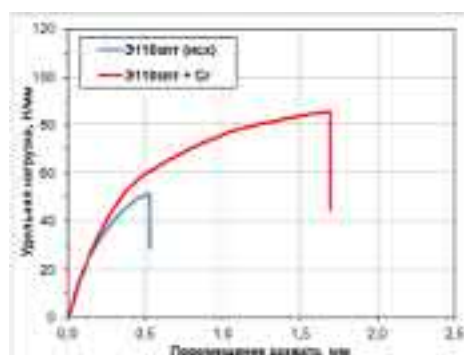


Рис. 7. Результаты механических испытаний на диаметрально сжатие

Полученные величины пластической деформации перед разрушением составляют 3,2% для образцов оболочек без покрытия и 14,5% для образцов оболочек с покрытием.

Таким образом, эксперименты по высокотемпературному окислению в водяном паре при температуре 1100-1200 °C показали, что, в отличие от циркониевых оболочек без покрытия, оболочки с покрытием сохраняют свои механические свойства при указанных условиях. Кроме того, скорость окисления твэлов, оболочки которых имеют хромовое покрытие, при температуре 1100-1200 °C на порядок меньше скорости окисления циркониевых труб (рис. 6).

Реакторные испытания оболочек с хромовым покрытием

В 2022 г. завершен третий этап реакторных испытаний (выгорание ~30 МВт·сут/кг U) и получены результаты неразрушающих исследований на стенде инспекции в бассейне выдержки реактора «МИР», а также результаты неразрушающих и разрушающих исследований в «горячих камерах» АО «ГНЦ НИИАР».

Показано, что в течение всего времени испытаний данные штатных систем КГО и СК не превышали нормируемых значений. Удельная активность сухого остатка проб теплоносителя соответствовала фоновым значениям. По результатам анализа показаний системы КГО и проб теплоносителя можно сделать вывод, что все экспериментальные ТВЭЛы сохранили герметичность.

Результаты промежуточных неразрушающих исследований на стенде инспекции в бассейне выдержки реактора «МИР» после третьего этапа облучения показали:

- все экспериментальные ТВЭЛы сохранили герметичность;
- геометрические параметры ТВЭЛОВ обеспечивают надежный теплосъем с поверхности оболочки;
- механических и коррозионных дефектов на оболочках экспериментальных ТВЭЛОВ, сварных соединениях и конструктивных элементах не выявлено;
- хромовое покрытие сохранило свою целостность и сплошность; коррозия покрытия отсутствует.

На рис. 8 представлены результаты визуальной инспекции ТВЭЛОВ.



Рис. 8. Внешний вид экспериментальных ТВЭЛОВ нижнего пучка экспериментальной ТВС после ультразвуковой обработки: а) область верхних заглушек, б) центральная часть ТВЭЛОВ, в) область нижних заглушек

Разрушающие исследования показали целостность покрытия и достаточный уровень механических свойств оболочек, аналогичный оболочкам твэлов из сплава Э110опт без покрытия.

На полученных экспериментальных данных проведена верификация проектного кода СТАРТ-3А. Получены следующие результаты:

1. Расчетные и экспериментальные данные по изменению диаметра твэлов толерантного типа совпадают в пределах погрешности измерений и допуска на внешний диаметр оболочки (± 40 мкм).

2. Проведен расчет по проектному коду СТАРТ-3А максимального давления газообразных продуктов деления в твэле с оболочкой Э110опт+Cr с максимальным выгоранием 30,0 МВт·сут/кг U. Максимальное значение давления составило 5,66 МПа в «горячем» состоянии, 2,35 МПа – в «холодном». Значение «холодного» давления является типичным для твэлов, отработавших до глубины выгорания $\sim 30,0$ МВт·сут/кгU.

3. Проведен расчет по проектному коду СТАРТ-3А температуры центра топлива в твэле с оболочкой Э110опт+Cr и максимальным выгоранием 30,0 МВт·сут/кгU. Максимальное значение температуры центра топлива составляет 1318,1 °С.

В качестве примера на рис. 9 представлено сравнение экспериментальных данных для изменения диаметра твэлов в ходе реакторных испытаний твэлов с результатами расчета изменения диаметра с помощью кода СТАРТ-3А. Для обоих типов оболочек (из сплава Э110опт+Cr и из сплава 42 ХНМ) наблюдается хорошее согласие экспериментальных и расчетных данных.

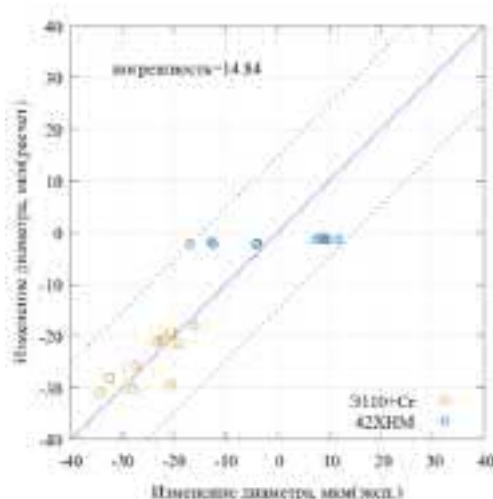


Рис. 9. Сравнение экспериментальных данных для оболочек из сплава Э110опт с покрытием и оболочек из сплава 42 ХНМ с результатами расчетов с помощью кода СТАРТ-3А

Таким образом, результаты анализа экспериментальных данных и расчетов с помощью кода СТАРТ-3А показали:

– корректность используемой в коде СТАРТ-3А библиотеки свойств оболочек твэлов из сплава Э110опт с хромовым покрытием и сплава 42ХНМ;

- удовлетворительное совпадение расчетных и экспериментальных данных по таким параметрам, как диаметр и удлинение твэла;
- консервативность расчетного обоснования формоизменения твэлов толерантного типа в режимах нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реактора ВВЭР-1000.

От экспериментальной технологии нанесения хромового покрытия к опытно-промышленной

Для нанесения хромового покрытия на образцы оболочек из сплава Э110опт для предварительных (дореакторных) исследований и испытаний экспериментальных твэлов в реакторе МИР использовалась лабораторная (экспериментальная) установка АО «ВНИИНМ» для нанесения покрытия методом ионно-плазменного магнетронного распыления хрома (рис. 10а). Рабочая камера установки имеет размеры, позволяющие наносить покрытия на образцы длиной не более 50 см. Поэтому для полномасштабных оболочек она не подходит. Однако с ее помощью были протестированы различные режимы нанесения покрытия, определены ключевые параметры (давление в рабочей камере, плотность мощности разряда, напряжение смещения и пр.), позволяющие получить покрытие с необходимыми характеристиками (микроструктура, толщина, адгезия, шероховатость), и получены образцы хромированных оболочек для дальнейших испытаний. Покрытие на полномасштабные оболочки для испытаний в энергетическом реакторе наносились на опытной установке НИУ «МЭИ» (рис. 10б).

Основные параметры указанных установок и покрытий, полученные с их помощью, приведены в табл. 2 (при определении коррозионной стойкости автоклавные испытания проводились в воде 360 °С / 18,6 МПа в течение 60 суток).



а



б



в

Рис. 10. Установки для нанесения хромового покрытия:

а – экспериментальная; б – опытная; в – опытно-промышленная (3D модель)

Среди параметров покрытий оболочек твэлов в первую очередь важны толщина, сплошность и адгезия. Толщина покрытия, с одной стороны, должна обеспечивать защитные свойства, а с другой, не должна быть слишком большой для влияния на нейтронную физику реактора. Сплошность и адгезия влияют на эксплуатационные характеристики: при наличии дефектов (пор, разрывов, локальных отслоений и т.д.) в покрытии или на границе покрытие-металл в этом месте повышается вероятность повреждения покрытия и, как следствие, потери защитных свойств. В местах повреждения покрытия возможно развитие локального окисления.

Таблица 2

Параметры покрытий и установок

Установка	Экспериментальная	Опытная	Опытно-промышленная
Характеристики хромового покрытия			
Толщина покрытия, мкм	7,0-8,0	8,0-8,5	10-15
Адгезия, Н	40-45	46-65	>40
Шероховатость Ra, мкм	менее 0,6 (как у исходной оболочки без покрытия)		
Коррозионная стойкость в ВХР ВВЭР, мг/дм ²	14	9	не более 12
Характеристики установок			
Число позиций для установки изделий, шт.	8	6	128
Высота зоны нанесения, мм	500	4000	4840
Число магнетронов, шт.	2	2	4
Температура оболочки, °С	300-350	350-380	не более 450

Как показали дореакторные и послереакторные испытания оболочек с хромовым покрытием, результаты которых имеются к настоящему времени (см. выше), выбранные параметры нанесения покрытия позволяют обеспечить необходимые эксплуатационные характеристики.

На основе этих данных были разработаны требования к опытно-промышленной установке (ОПУ) нанесения хромового покрытия на полномасштабные оболочки твэлов из сплава Э110опт, сконструирована установка и начата реализация проекта по ее созданию (рис. 10в, табл. 2). На рис. 11 представлены схема рабочей камеры и основные узлы ОПУ.

Рабочая камера содержит четыре магнетрона и вращающуюся планетарную систему для крепления оболочек. Установка позволяет одновременно проводить нанесение покрытия на 128 полномасштабных оболочек твэлов.

В настоящее время ОПУ изготовлена, идет отработка режимов нанесения хромового покрытия на оболочки.

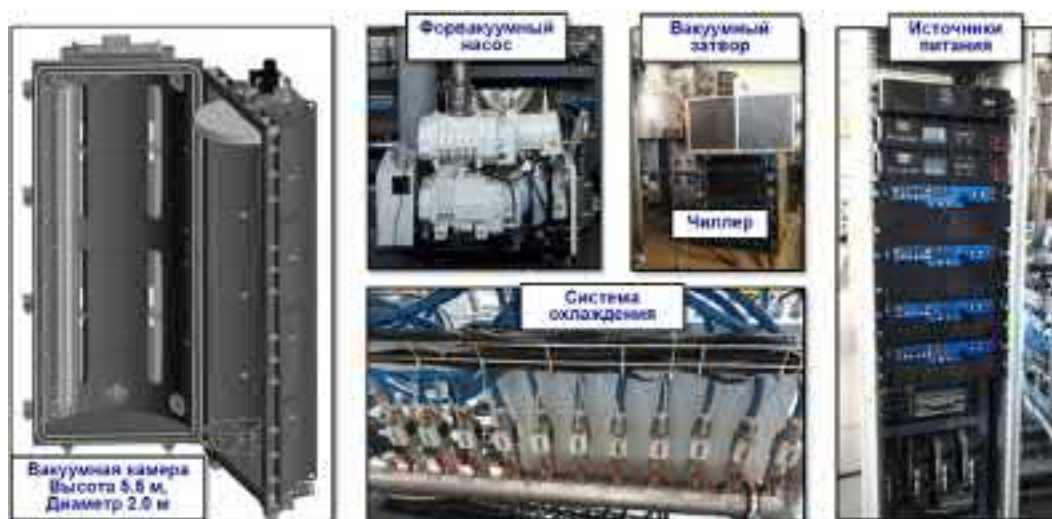


Рис. 11. Функциональные блоки ОПУ

Таким образом, эволюционный подход к исследованиям нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из циркониевого сплава Э110опт позволил в оптимальные сроки пройти путь от выбора типа покрытия и лабораторной установки, наносящей это покрытие, к опытно-промышленной установке, которая обеспечит возможность производить серийную продукцию – оболочки для отечественного толерантного ядерного топлива.

Выводы

В работе представлен обзор текущего состояния исследований, направленных на разработку опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из сплава Э110.

Приведены результаты предварительных исследований, обосновывающих выбор однослойного Cr-покрытия в качестве основного варианта для толерантного топлива. Показано, что многослойные покрытия и однослойные покрытия из нескольких металлов не обладают достаточной сплошностью (однородностью) и имеют более низкие коррозионные свойства.

Представлены результаты дореакторных коррозионных испытаний оболочек с хромовым покрытием в условиях нормальной эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 и в условиях проектной аварии LOCA. Показано, что покрытие значительно улучшает коррозионные характеристики оболочки.

Также представлены результаты испытаний экспериментальных оболочек с покрытием в исследовательском реакторе МИР и результаты верификации проектного кода СТАРТ-3А по этим данным. После испытаний до выгорания 30,0 МВт·сут/кгU все оболочки герметичны, дефектов покрытия не наблюдается.

Проведенные исследования позволили осуществить обоснованный выбор параметров опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на

оболочки твэлов реакторов ВВЭР-1000, сконструировать и изготовить опытно-промышленную установку. В настоящее время ведется ее отработка.

Список литературы

1. Czerniak L., Lahoda E., e.a. – *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference. October 9-13, 2022, Raleigh, NC, P. 110-116.*
2. Sakamoto K., Miura Y., e.a. – *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference. October 9-13, 2022, Raleigh, NC, P. 161-166.*
3. Goldner F., McCaughey W., e.a. – *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference. October 9-13, 2022, Raleigh, NC, P. 90-97.*
4. Vioujard N., Lewis Ch., Maxson W., Reed J. – *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference. October 9-13, 2022, Raleigh, NC, P. 104-109.*
5. Hayes E.T., Roberson A.H. Davies M.H. – *Journal of Metals, 1952, Vol.4, P. 304-306.*
6. Brachet J.-C., Rouesne E., e.a. – *Corrosion Science, 2020, Vol.167, P. 108537.*

УДК 621.039.543.466

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНТАЛЬПИИ СНУП ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ИГР

*А.В. Каплиенко, В.В. Лемехов, Ю.С. Черепнин, А.В. Моисеев, А.А. Пулинец,
А.П. Жирнов, А.Н. Иванюта, А.В. Тутукин, И.М. Рождественский, Д.Ю. Логинов,
А.В. Белкин, И.В. Бурков, Е.Р. Межина*

АО «НИКИЭТ», Москва

А.Л. Ижухов, Е.А. Звир, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Впервые подготовлены и проведены исследования по определению предельной среднерадиальной энтальпии смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива. Разработана комплексная методика подготовки, проведения и анализа результатов экспериментов, включающая в себя расчетное обоснование, разработку конструкции облучательного устройства (ОУ), контроль параметров реакторных экспериментов, а также послереакторные исследования (ПРИ) микро- и макроструктуры, свойств и состава испытанного топлива и оболочек. Экспериментально найдено значение предельной среднерадиальной энтальпии свежего СНУП топлива. Получен большой объем экспериментальных данных для валидации расчетных кодов и моделей поведения твэла и свинцового теплоносителя в условиях быстрого ввода реактивности.

Ключевые слова: СНУП топливо, реакторные испытания, предельная среднерадиальная энтальпия, реактор ИГР.

DETERMINATION OF THE MNUP FUEL ENTHALPY IN THE IGR REACTOR

*A.V. Kaplienko, V.V. Lemekhov, Yu.S. Cherepnin, A.V. Moiseyev, A.A. Pulinets,
A.P. Zhirnov, A.N. Ivanyuta, A.V. Tutukin, I.M. Rozhdestvensky, D.Yu. Loginov,
A.V. Belkin, I.V. Burkov, Ye.R. Mezhdina*

JSC «NIKIET», Moscow

A.L. Izhutov, Ye.A. Zvir, G.V. Shevlyakov, I.N. Volkova

JSC «RIAR», Dimitrovgrad

Studies have been prepared and conducted for the first time to determine the limiting radial-average enthalpy (LRE) for mixed nitride uranium-plutonium (MNUP) fuel. An integrated methodology has been developed for preparing, undertaking and analyzing the results of experiments which includes computational justification and development of the irradiation device (ID) design, monitoring of the in-pile

experiment parameters, and post-irradiation examinations (PIE) of the tested fuel and cladding micro- and macrostructure, properties and composition. The fresh MNUP fuel LRE value has been found experimentally. A large amount of experimental data has been obtained for validating the codes and models to calculate the fuel element and lead coolant behavior in conditions of fast reactivity insertion.

Keywords: MNUP fuel, in-pile tests, limiting radial-average enthalpy, IGR reactor.

Введение

В рамках работ по обоснованию безопасности применения нового типа топлива на объектах использования атомной энергии возникает необходимость в проведении испытаний в условиях быстрого ввода реактивности. В соответствии с требованиями федеральных норм и правил НП-082 [1], усреднённая по поперечному сечению топливной таблетки (среднерадиальная) энтальпия топлива при проектных реактивностных авариях должна быть не выше предельного значения, устанавливаемого на основе экспериментальных данных и исключающего разрушение твэлов и ТВС.

С целью удовлетворения требований НП проведено исследование макетов твэлов реакторной установки со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 [2], пуск которой планируется в 2026г в России. В качестве топлива в данном реакторе используется вновь разработанное СНУП топливо [3].

Основная цель экспериментов заключается в определении предельной среднерадиальной энтальпии (ПСЭ) топлива, при которой возможно разрушение части твэлов и ТВС. В качестве критерия сохранения работоспособности твэла выбрано сохранение целостности и герметичности его оболочки. В ходе предварительного расчетного анализа сделано заключение о ПСЭ, соответствующей началу плавления топлива (при достижении температуры 2800 °С). Поэтому плавление топлива принято как целевой параметр экспериментов.

Выполненные оценки подтверждены результатами проведенных экспериментов, определено предельное значение среднерадиальной энтальпии СНУП топлива, установлен механизм разрушения твэлов и условия, при которых возможно нарушение целостности и работоспособности твэлов.

Подготовка экспериментов

Для уменьшения неопределенности, связанной с теплоотводом, необходимо минимизировать время ввода энергии в топливо за счет быстрого ввода реактивности. Поэтому принято решение проводить эксперименты на базе импульсного графитового реактора (ИГР) НЯЦ РК [4] с максимальной мощностью в импульсном режиме 10 ГВт при минимальной полуширине импульса 0,12 с.

Для проведения экспериментов специалистами АО «НИКИЭТ» разработано ОУ, конструкция которого позволяет разместить в свинцовой полости один штатный и два инструментированных макета твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 (рис. 1). Основные параметры ОУ представлены в табл. 1.

Для подготовки экспериментов и анализа полученных экспериментальных данных использована система нейтронно-физических и теплофизических кодов. Нейтронно-физические расчёты выполнялись с использованием прецизионного программного комплекса MCU-RBMK [5], теплофизический расчёт элементов конструкции ОУ выполнен по коду STAR-CCM+ [6], выбор и обоснование параметров пусков производились с использованием программного комплекса SADCO.IGR (на базе SADCO [7]) и программы IVIS-BR [8]. Расчётным путём получено значение ПСЭ на уровне 1050 Дж/г (250 кал/г) топлива. На основании этого значения подобраны параметры реализованных пусков.

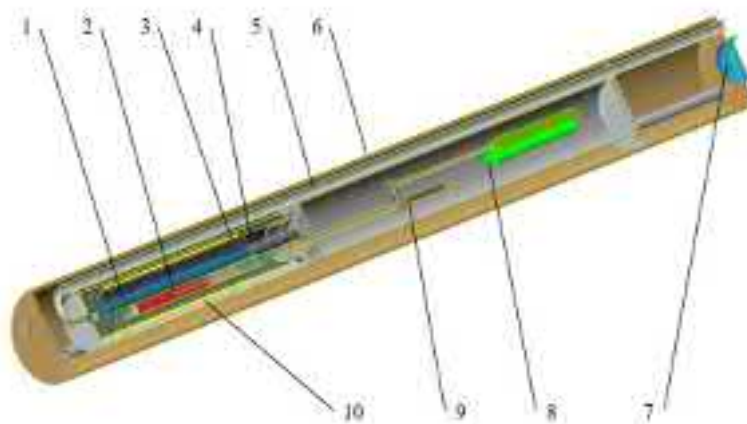


Рис. 1. Облучательное устройство: 1 – макет твэла штатный; 2 – макет твэла инструментированный; 3 – уровень свинца; 4 – ампула; 5 – трубка внутренняя; 6 – корпус ОУ; 7 – электроразъем; 8 – датчик давления (ДД); 9 – термозонд; 10 – нагреватель

Таблица 1

Основные параметры ОУ и макетов твэлов

Параметр	Значение
Топливо	(U-Pu)N
Плотность топлива, г/см ³	12,3
Диаметр топливной таблетки, мм	9,30±0,05
Диаметр оболочки внутренний/наружный, мм	9,5/10,5
Рабочая среда в макетах твэлов	Гелий
Давление под оболочкой макетов твэлов при н.у., абс., МПа	0,1
Рабочая среда в ампуле	Свинец марки С1, аргон
Давление в ампуле при н.у., абс., МПа	0,15
Рабочая среда в ОУ	Азот
Давление в ОУ, абс., МПа, не более	0,4
Основной конструкционный материал ОУ	Сталь 12Х18Н10Т
Конструкционный материал макетов твэлов и деталей ампулы, находящихся в контакте со свинцом	Сталь 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш)

Проведение экспериментов

Выполнены три пуска в режиме работы реактора «Вспышка», основные параметры которых представлены на рис. 2. и в табл. 2. Целостность макетов контролировалась по показаниям термопар и ДД в ОУ (рис. 3, 4).

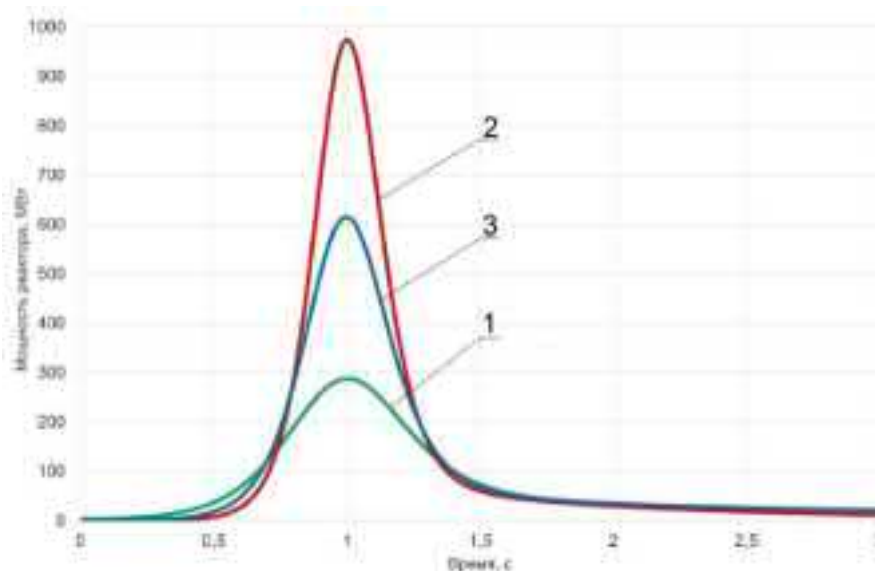


Рис. 2. Мощность реактора в проведенных пусках: 1- пуск №1; 2 – пуск №2; 3 – пуск №3

Таблица 2

Основные параметры пусков

Номер пуска п/п	1	2	3
Номер пуска реактора	190Ф-5В	190Ф-6В	190Ф-7В
Интегральное энерговыделение в реакторе, МДж	315	389	394
Полуширина вспышки, с	0,6	0,3	0,4
Среднерадиальная энтальпия в сечении с максимальным энерговыделением, Дж/г (кал/г)	700 (167)	1185 (283)	1000 (239)
Максимальная температура по показаниям ТЭП, °С			
– топлива;	1598	>2400	2281
– оболочки	855	1625	1035
– свинца	730	1010	985

В соответствии с ранее выполненными оценками энерговыделение в топливе макетов твэлов в пуске №1 реализовано на уровне 60-70% от расчетной ПСЭ. По результатам первого пуска признаков разгерметизации макетов твэлов и нарушения барьеров ОУ не обнаружено. Энерговыделение в топливе макетов твэлов пуске №2 реализовано на уровне 100-110% от расчетного ПСЭ. В этом пуске ДД инструментированных макетов твэлов показали резкое падение давления, что свидетельствует о разгерметизации инструментированных макетов твэлов. Показания термопар в топливе превысили допустимые значения, после чего они, предположительно, вышли из строя. Для поиска наиболее близких значений энтальпии,

соответствующих сохранению целостности и разрушению макетов твэлов, энерговыделение в топливе макетов твэлов пуске №3 реализовано на промежуточном уровне 80-90% от расчетной ПСЭ. По результатам третьего пуска один ДД из двух показал резкое падение давления (разгерметизация макета твэла).

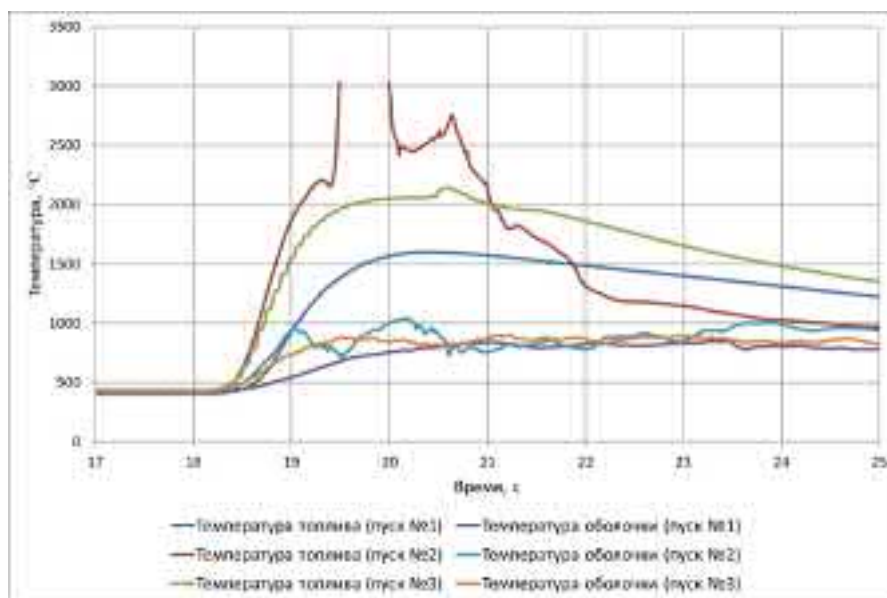


Рис. 3. Температура топлива и оболочки макетов твэлов

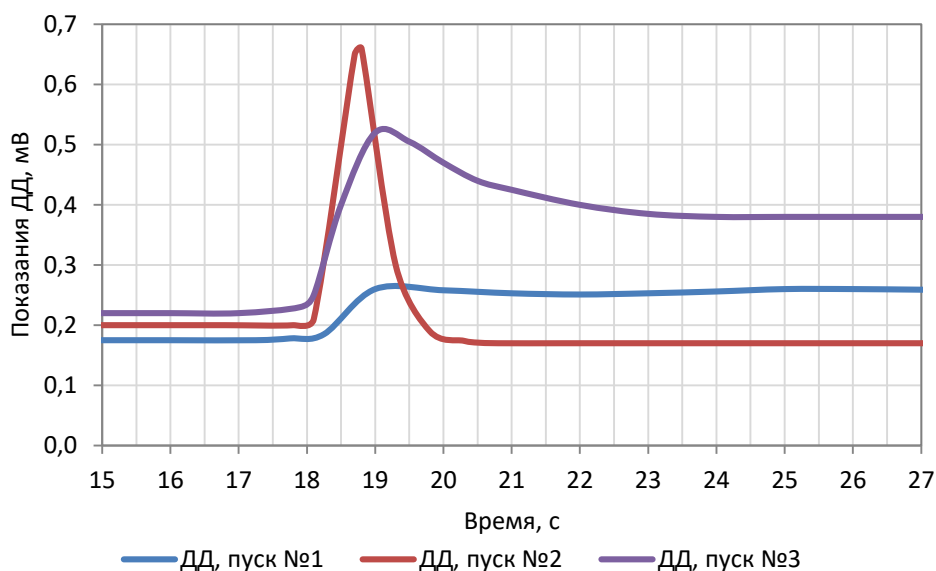


Рис. 4. Показания ДД в инструментированных макетах твэлов

Послереакторные исследования

Послереакторные исследования ОУ и макетов твэлов подтвердили предположения, сделанные на этапах подготовки и проведения экспериментов. Состояние макетов твэлов исследовано неразрушающими и разрушающими методами контроля, включая

рентгенографию, гамма-сканирование, профилометрию, прокол оболочки, металлографию, сканирующую электронную микроскопию, а также определение плотности топлива и механических свойств оболочки.

Неразрушающие исследования

ОУ и ампулы каких-либо повреждений и деформаций стенки не имеют. Диаметр ампул не изменился.

Визуальная инспекция и рентгенографический контроль выявили искривление всех макетов твэлов, разгерметизацию 5 из 9 макетов с повреждением оболочек, плавлением и наличием свинца во внутренней полости (рис. 5). В пуске №1 нет внешних признаков нарушения целостности макетов твэлов. В пуске №2 произошло плавление всех макетов твэлов, участки плавления простираются от середины топливного сердечника до верхнего торца топливного сердечника. В пуске №3 произошло плавление штатного и инструментированного макетов твэлов в районе верхней торцевой таблетки с одной стороны твэла. Азимутальное положение сквозных повреждений оболочек макетов твэлов показано на рис. 6.

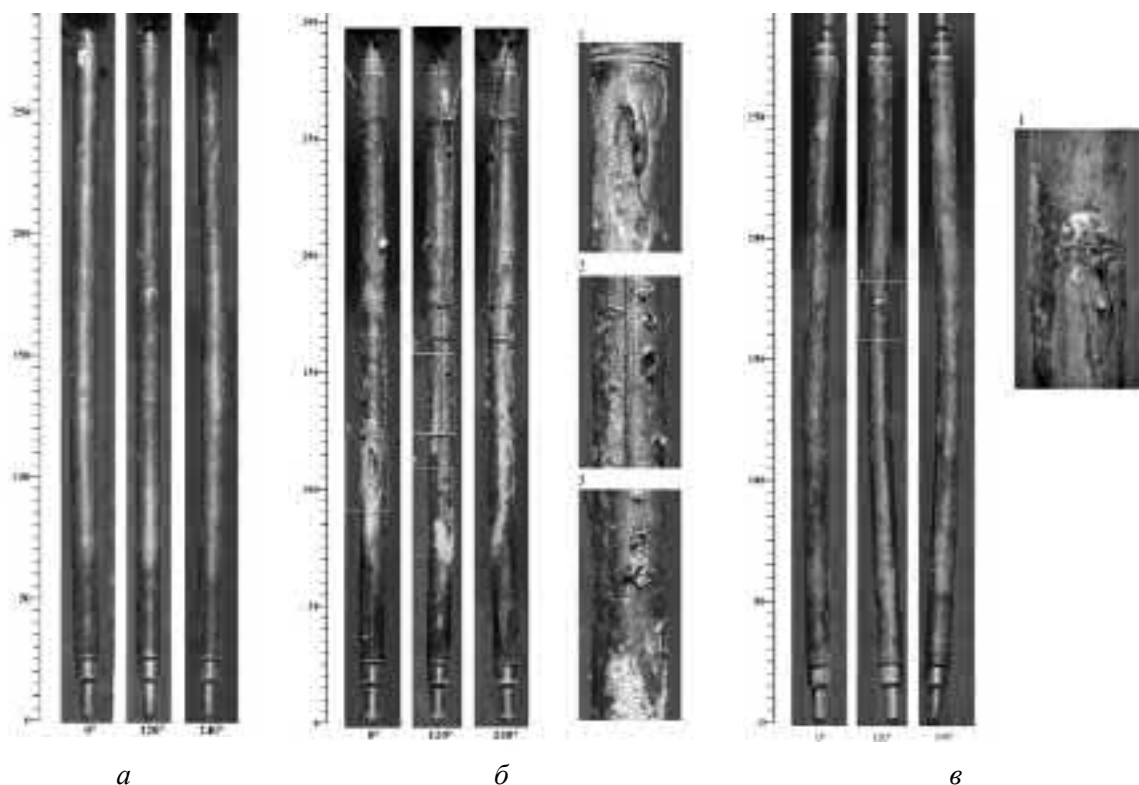


Рис. 5. Внешний вид инструментированных макетов твэлов:
а – пуск №1; б – пуск №2; в – пуск №3

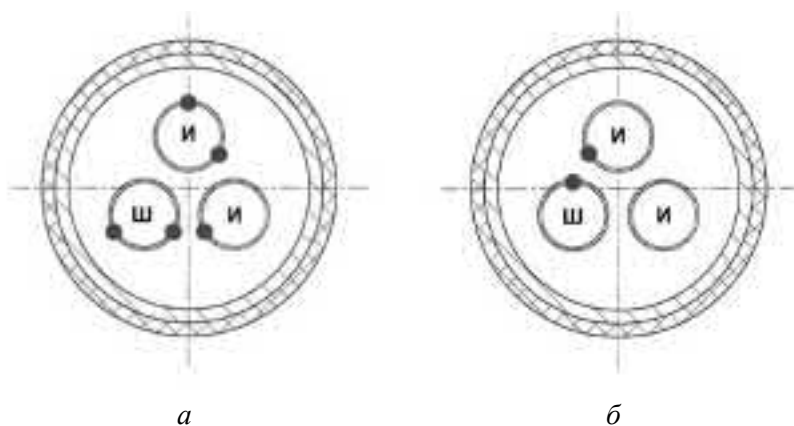


Рис. 6. Азимутальное положение сквозных повреждений оболочек макетов твэлов:
а – пуск №2; б – пуск №3

Выявлено, что в процессе испытаний произошло увеличение диаметра и овальности оболочки всех макетов твэлов на участке расположения топливного сердечника по сравнению с газосборником (рис. 7). Что может быть следствием механического взаимодействия топливных таблеток с оболочкой или ползучести оболочки под действием разности давлений газа в макете твэла и внутри ампулы при повышенной температуре оболочки на участке расположения топливного сердечника.

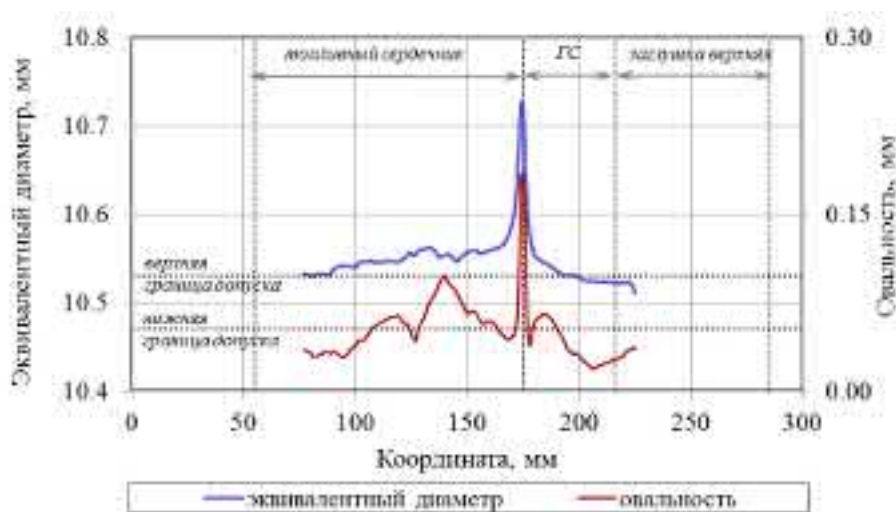


Рис. 7. Изменение эквивалентного диаметра и овальности по длине штатного макета твэла, пуск №3

Разрушающие исследования

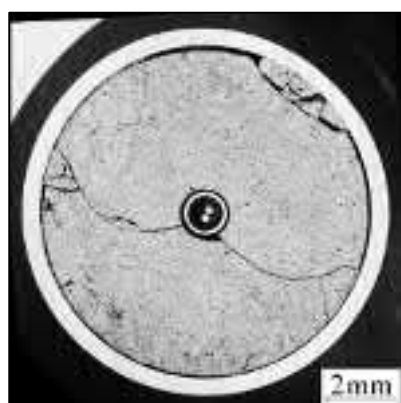
Результаты измерения количества и состава газа под оболочкой макетов твэлов после пуска №1 методом лазерного прокола подтвердили их герметичность. В газовом объеме макетов твэлов обнаружен исходный газ заполнения без примесей.

В оболочках герметичных макетов твэлов каких-либо особенностей не выявлено. В негерметичных макетах плавление оболочки сопровождается стеканием расплава по наружной поверхности и затеканием под оболочку. В материале расплавленной оболочки после остывания образуются трещины и поры преимущественно с внутренней поверхности (рис. 7). Прочностные характеристики оболочек макетов твэлов после пусков №1 и №2 практически не отличаются от их исходных значений.

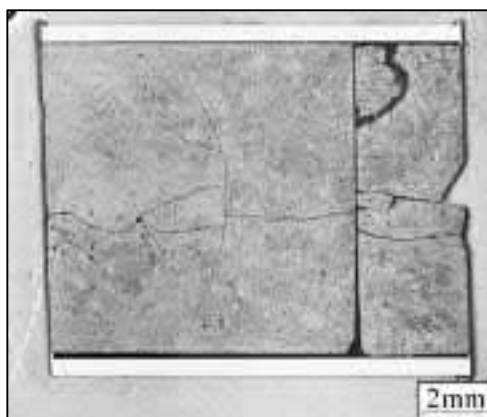
Исследование макроструктуры в продольных и поперечных сечениях макетов твэлов показало, что в процессе испытания произошла фрагментация топливных таблеток, преимущественно диаметральными трещинами в поперечных сечениях и поперечными и осевыми в продольных сечениях. Во всех сечениях, как в поперечных, так и продольных, наблюдается растрескивание и скалывание периферийного слоя таблеток. Зазор между топливом и оболочкой сохранился (рис. 8).

В макетах твэлов после пуска №1 плавления оболочки и каких-либо ее дефектов ни в одном сечении не обнаружено. В пуске №2 наблюдается частичное заполнение зазора между топливом и оболочкой свинцом, а также проникновение материала расплавленной оболочки в трещины и поры в центральной части топливной таблетки (более светлый оттенок топлива). В пуске №3 заполнение зазора между топливом и оболочкой свинцом и материалом расплавленной оболочки наблюдается не только в сечениях по месту расположения дефекта (плавления оболочки), но и на участках макетов твэлов, расположенных ниже дефекта.

Различий в микроструктуре топлива герметичных и негерметичных макетов твэлов не обнаружено. Образования слоя взаимодействия топлива с расплавленным материалом оболочки не выявлено. Также послереакторные исследования не выявили изменения количества азота в топливной композиции всех макетов твэлов, испытанных при параметрах, превышающих предельные. Это подтверждает отсутствие диссоциации азота из топливной матрицы на всех параметрах проведенных экспериментов.



а



б

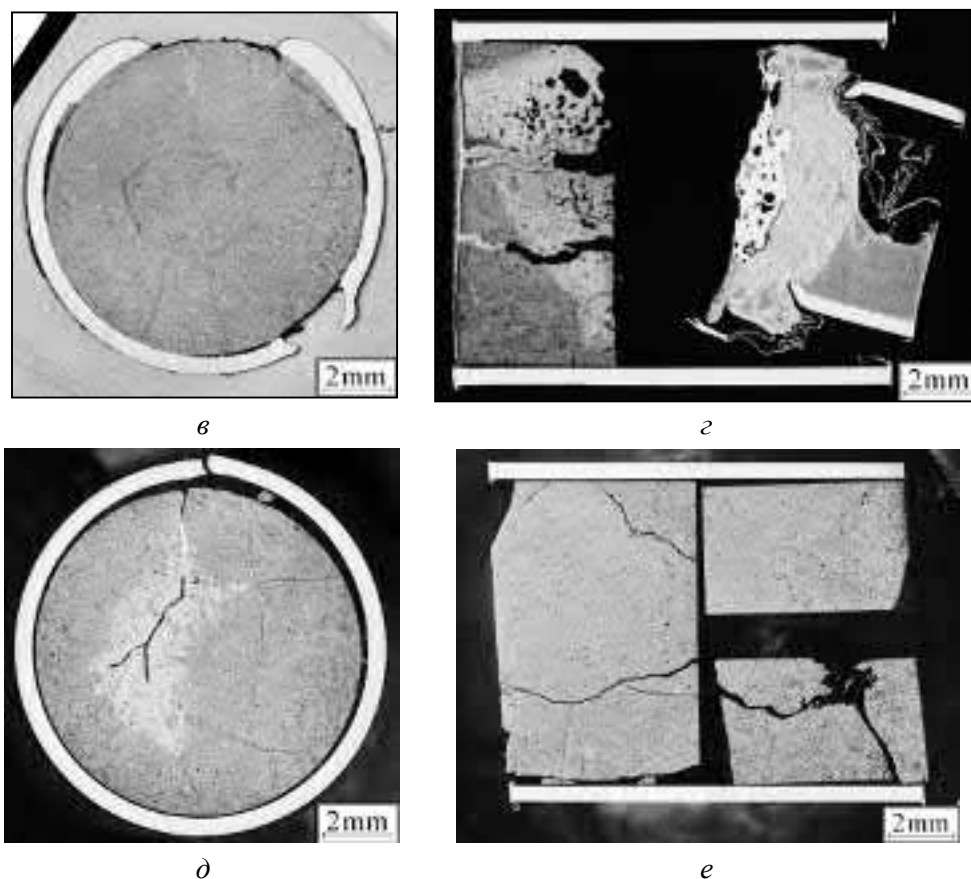


Рис. 8. Макроструктура поперечных и продольных сечений макетов твэлов:
а – инструментированный макет твэла, пуск №1; б – штатный макет твэла, пуск №1;
в – инструментированный макет твэла, пуск №2; г – штатный макет твэла, пуск №2;
д – штатный макет твэла, пуск №3; е – инструментированный макет твэла, пуск №3

Выводы

Экспериментально подтверждена работоспособность твэлов со СНУП топливом при проектных авариях, связанных с быстрым увеличением реактивности. На основе экспериментальных данных оценена усреднённая по поперечному сечению топливной таблетки (среднерадиальная) энтальпия топлива для использования в проекте РУ. Значение ПСЭ свежего СНУП топлива, при котором твэлы сохраняют целостность и работоспособность – 700 Дж/г (167 кал/г), можно считать обоснованным вплоть до выгорания СНУП топлива в 3 % т.а.

Получен большой объем экспериментальных данных для валидации расчетных кодов и моделей поведения твэла и свинцового теплоносителя в условиях быстрого ввода реактивности.

Разработанная комплексная методика подготовки, проведения и анализа результатов экспериментов показала высокую эффективность и может быть использована для проведения испытаний других типов ядерного топлива, исследования

выгоревшего СНУП топлива, а также для уточнения полученного значения ПСЭ свежего СНУП топлива.

Авторы выражают благодарность за профессионализм и энтузиазм в решении технических и организационных проблем всем специалистам из организаций России и Казахстана, принимавшим участие в данной работе.

Список литературы

1. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций.
2. Е.О. Адамов и др. Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем Брест: от концепции к реализации технологии. *Атомная энергия*, Т.129, Вып. 4, 2020.
3. А.Ф. Грачев и др. Исследования смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в рамках проекта «ПРОРЫВ». *Атомная энергия*, Т.122, Вып. 3, 2017.
4. Batyrbekov Erlan, Vityuk Vladimir, Vurim Alexander and Vityuk Galina, *Experimental Opportunities and Main Results of the Impulse Graphite Reactor Use for Research in Safety Area. Annals of Nuclear Energy*, Volume 182, March 2023, 109582.
5. Ростехнадзор. Аттестационный паспорт ПС MCU-RBMK с банком данных MDB650 (с каналом подготовки исходных данных GENIFER). Регистрационный номер 431. М. 2018.
6. Siemens PLM Software Inc. STAR-CCM+® User Guide, ver. 12.06, 2017.
7. Ростехнадзор. Аттестационный паспорт программного средства SADCO (версия 10.1). Регистрационный номер 436, 2018.
8. А.П Жирнов, А.Н. Иванюта, А.И. Ионов, Т.Ю Сахарова. Верификация программного средства IVIS для инженерных расчетов реакторов со свинцовым теплоносителем. *Научно-технический годовой отчет НИКИЭТ – 2021, 2021.*

УДК 621.039.54-49

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВА В ПАО «НЗХК»

А.Л. Хлытин, С.А. Яковлев, Э.Г. Подурян, А.А. Алексеев, А.С. Кузин
ПАО «НЗХК», Новосибирск

Представлены результаты исследований по установлению причин снижения стойкости футеровки высокотемпературной печи, предназначенной для спекания топливных таблеток в ПАО «НЗХК». Показаны результаты исследований по поиску вариантов снижения количества легирующих компонентов оксида алюминия и цеолитного порошка марки ИК-17-1 при изготовлении топливных таблеток со средним эффективным размером зерна более 25 мкм.

Ключевые слова: топливная таблетка, оксид алюминия, оксид кремния, цеолитный порошок, средний эффективный диаметр зерна.

IMPROVEMENT OF THE FUEL PRODUCTION TECHNOLOGY AT NCCP PJSC

A.L. Khlytin, S.A. Yakovlev, E.G. Poduryan, A.A. Alekseev, A.S. Kuzin
PJSC «NCCP», Novosibirsk

Results of research are presented in finding out the cause for the reduction of lining resistance of the high-temperature furnace intended for sintering of the fuel pellets at PJSC «NCCP». Research has been carried out to identify the options for the reduction of the amount of aluminum oxide alloying components and IK-17-1 zeolite powder in manufacture of the fuel pellets with an average effective grain size over 25 microns.

Keywords: fuel pellet, aluminum oxide, silicon oxide, zeolite powder, average effective grain size.

Определение причин, влияющих на стойкость футеровки высотемпературной печи

Основанием для проведения исследований стала очередная аварийная остановка работы печи фирмы ВТУ (СНР-3) в июле 2018 года, которая используется в ПАО «НЗХК» для спекания таблеток ядерного керамического топлива на основе диоксида урана. Кирпичи футеровки печи ВТУ представляют собой изделия, преимущественно состоящие из оксида алюминия с примесными и/или легирующими компонентами. В процессе эксплуатации печи наблюдался эффект охрупчивания кирпичей и постепенное разрушение поверхности, особенно на балке в районе 5, 6 и 7

зон печи ВТУ. Это приводило к проблемам с перемещением молибденовых лодочек с топливными таблетками по печи в процессе их спекания и в конечном итоге к аварийной остановке печи.

Первоначально в рамках выполнения работы была проведена сравнительная оценка физических характеристик кирпичей разных участков футеровки печи, а также образцы кирпичей разных производителей. Определен химический и структурный состав кирпичей, определен состав отложений в газоходах печи и проведена оценка влияния компонентов пресс-порошков на химическую стойкость кирпичей [1].

В результате проведения исследований установлено, что кирпичи разных производителей – фирмы ВТУ и фирмы Бакор – по данным рентгенофазового анализа имеют различный фазовый состав с разным количеством легирующих и примесных элементов. Кирпич фирмы ВТУ содержит в своём составе относительно высокое содержание магния как легирующего компонента, который обеспечивает кирпичу, по сравнению с кирпичом фирмы Бакор, большую механическую прочность и меньшую внутрикристаллическую пористость. Кирпич фирмы ВТУ является предварительно усаженным (отожжённым) огнеупорным кирпичом.

По совокупности результатов проведённых исследований было определено, что причиной малого срока службы кирпичей в указанных выше зонах печи являются химические процессы с участием преимущественно соединений кремния, кальция и магния, вызывающих разрушение поверхностных слоёв кирпичей балки с последующим механическим истирающим воздействием молибденовых лодочек, которое является следствием повышенной механической нагрузки на балку (большая масса брутто молибденовых лодочек, заполненных таблетками) [2]. Источником кальция и магния была деионизированная вода, находящаяся в сатураторе, предназначенном для увлажнения части водорода, поступающего в печь. Источником кремния является цеолитный порошок марки ИК-17-1, используемый в качестве источника оксида кремния совместно с оксидом алюминия для роста зерна в топливной таблетке.

Для минимизации негативного влияния кальция и магния, поступающего в печь с водой, было предложено исключить использование деионизированной воды, изготавливаемой с использованием ионообменных смол, и перейти на деионизированную воду с обратноосмотической установки.

Снизить абсолютное количество паров оксида кремния внутри камеры печи спекания было предложено несколькими путями, одним из которых была возможность снижения легирующих компонентов оксида алюминия и оксида кремния, используемых в производстве топливных таблеток со средним эффективным диаметром зерна более 25 мкм. На момент аварийной остановки печи количество используемых легирующих компонентов – оксида алюминия и цеолитного порошка – составляло 300 ppm и 200 ppm соответственно.

О влиянии количества легирующих компонентов на рост зерна в топливной таблетке

Задачей следующего этапа исследований по этому направлению стал поиск вариантов снижения концентрации легирующих компонентов в составе пресс-порошков до уровней, позволяющих одновременно получать и требуемые значения среднего эффективного диаметра в топливной таблетке, и сохранять работоспособность печи спекания таблеток на приемлемом уровне.

Для решения этой задачи изначально был проведён литературный обзор информации о современном состоянии исследования и применения легирующих добавок в производстве таблеток ядерного керамического топлива с высоким размером зерна. Результаты обзора представлены в техническом сообщении [3].

Найденные в зарубежных литературных источниках [4-7] данные о влиянии содержания добавки оксидов алюминия и кремния, изученные в диапазоне от 0 до 360 ppm Al_2O_3/SiO_2 , на размер зерна в топливе на основе диоксида урана показывают, что размер зерна достигал максимального значения 45 мкм при содержании Al_2O_3/SiO_2 около 250 ppm и больше не повышался при дальнейшем увеличении содержания Al_2O_3/SiO_2 до 360 ppm. При снижении содержания добавки Al_2O_3/SiO_2 размер зерна снижался и при содержании Al_2O_3/SiO_2 около 50 ppm размер зерна составлял примерно 30 мкм [7].

Таким образом, проанализированная информация свидетельствует о том, что высокий размер зерна в таблетках может быть достигнут при достаточно низких содержаниях таких легирующих добавок, как оксид алюминия и оксид кремния.

Проведение исследований по унификации использования легирующих добавок

Основанием для проведения этой части работы стала необходимость оценки возможности унификации технологий изготовления топливных таблеток со средним эффективным диаметром зерна более 25 мкм в АО «МСЗ» и ПАО «НЗХК». В лабораторных условиях проведён факторный эксперимент и изготовлены опытные партии таблеток в промышленных условиях [8]. В АО «МСЗ» в качестве легирующих компонентов используются гидроксид алюминия $Al(OH)_3$ и оксид кремния SiO_2 . В ПАО «НЗХК» используются оксид алюминия Al_2O_3 и цеолитный порошок марки ИК-17-1.

В результате проведения факторного эксперимента не было выявлено какого-либо влияния на изменение среднего эффективного диаметра зерна типа добавок и их сочетания (Al_2O_3 /цеолит или $Al(OH)_3/SiO_2$), т.е. тип добавок и варианты их сочетания одинаково реализуют механизм роста зерна по типу «испарение-конденсация по границе зерен». Поскольку гидроксид алюминия, используемый в ПАО «МСЗ», в процессе спекания таблеток максимум при температуре 550°C полностью переходит в оксид алюминия, то в высокотемпературной области печи спекания «работает» только оксид алюминия. Химическая природа цеолита и оксида кремния несколько различна,

но при этом присутствие в составе цеолитного порошка марки ИК-17-1 примерно 4-5% оксида алюминия не является ограничивающим его фактором.

В связи с тем, что в рамках факторного эксперимента не было выявлено какого-либо значимого влияния типа легирующей добавки, дополнительно были проведены эксперименты по оценке количеств легирующих компонентов и условий спекания таблеток на значения среднего эффективного диаметра зерна таблетки и на поведение легирующих компонентов в процессе спекания. Экспериментально было подтверждено, что в процессе спекания топливных таблеток в высокотемпературных печах не происходит удаления оксида алюминия из матрицы таблетки либо это удаление происходит, но в значениях, пренебрежительно малых относительно возможностей методики его определения в таблетке. Относительно поведения оксида кремния установлено, что в процессе спекания его удаление из таблетки происходит с различной интенсивностью. При этом различия в изменении содержания кремния в большей степени зависят от цикла спекания таблеток, температурного профиля печи и количества введённого в состав пресс-порошка оксида алюминия. Чем больше цикл спекания таблеток, выше температуры спекания и ниже содержание оксида алюминия в таблетке, тем ниже абсолютное изменение содержания кремния в таблетке до и после её спекания. Абсолютные значения среднего эффективного диаметра зерна в спечённой таблетке тем выше, чем больше цикл спекания таблеток.

С целью минимизации использования цеолитного порошка марки ИК-17-1 в процессе изготовления таблеток и уменьшения его негативного влияния на футеровку печи было предложено использовать в составе ГПП менее 150 ppm цеолитного порошка и заставить количество используемого оксида алюминия на уровне 200 ppm [9].

Проведение исследований по снижению доли применяемых легирующих компонентов

Основной целью следующего этапа этого исследования по снижению исходного содержания легирующих добавок оксидов алюминия и кремния при изготовлении топливных таблеток диоксида урана стал поиск таких соотношений этих оксидов, при которых, с одной стороны, как можно большее количество кремния оставалось бы в матрице спечённой таблетки, чтобы минимизировать его негативное влияние на состояние футеровки печи спекания и увеличивать продолжительность межремонтного периода печи, а с другой стороны, достигался бы как можно больший средний эффективный диаметр зерна.

В 2021 году был проведён первый этап исследований по изготовлению топливных таблеток с пониженным исходным содержанием Al_2O_3 и SiO_2 . Полученные результаты показали, что средний эффективный диаметр зерна в спечённых таблетках не снижался при снижении исходного содержания Al_2O_3 в пресс-порошке от 200 до 13 ppm и при содержании SiO_2 от 200 до 50 ppm, при этом плотность спечённых таблеток также не снижалась [3]. Исходя из этого, было запланировано проведение опытно-

промышленных работ (второй этап работ) по изготовлению таблеток с содержанием Al_2O_3 в диапазоне 10-100 ppm и содержанием цеолитного порошка 50 ppm.

Результаты второго этапа лабораторных исследований зависимости среднего эффективного диаметра зерна, спечённой плотности и содержания кремния и алюминия в топливных таблетках диоксида урана от пониженного содержания легирующих добавок Al_2O_3 (в количестве 40-140 ppm) и цеолитного порошка (в количестве 0 и 50 ppm) позволяли сделать следующие выводы:

– спечённая плотность таблеток является одинаковой во всем исследованном диапазоне содержания добавок Al_2O_3 и цеолитного порошка;

– средний эффективных диаметр зерна в спечённых таблетках с добавкой 50 ppm цеолитного порошка лишь незначительно снижается при снижении содержания Al_2O_3 от 140 ppm до 40 ppm и составляет 24,4-29,0 мкм;

– средний эффективный диаметр зерна в спечённых таблетках без добавки цеолитного порошка также не снижается при снижении содержания Al_2O_3 от 140 ppm до 40 ppm и составляет 18,1-22,8 мкм, что на 4,8-6,6 мкм ниже, чем в таблетках с 50 ppm цеолитного порошка;

– содержание алюминия в спечённых таблетках практически не отличается от его исходного введённого количества независимо от исходного содержания цеолитного порошка (0 или 50 ppm). Очевидно, алюминий не удаляется из таблеток при их спекании или удаляется лишь в незначительной степени в исследованных диапазонах содержания Al_2O_3 и цеолитного порошка;

– содержание кремния в спечённых таблетках, изготовленных с добавкой 50 ppm цеолитного порошка, также практически не отличается от его исходного введённого количества. Очевидно, в исследованном диапазоне содержания Al_2O_3 40-140 ppm кремний не удаляется из таблеток при их спекании или удаляется лишь в незначительной степени, что минимизирует его негативное влияние на состояние футеровки печи спекания [10].

По результатам выполненных работ технологический процесс получения топливных таблеток со средним эффективным диаметром зерна стал осуществляться (с января 2022 года) с использованием в качестве легирующих добавок Al_2O_3 и цеолитного порошка в соотношении 75 ppm к 50 ppm.

Используемое по настоящее время количество добавки цеолитного порошка марки ИК-17-1 (носителя оксида кремния), равное 50 ppm, позволяет оставлять практически весь кремний внутри матрицы таблетки. Это позволяет с большой долей вероятности утверждать, что воздействие паров оксида кремния на футеровку будет минимальным или отсутствовать вообще.

Выводы

1. В процессе проведения исследований установлено, что одним из наиболее значимых факторов, влияющим на состояние футеровки печей фирмы ВТУ, является

присутствие оксида кремния в качестве легирующего компонента при изготовлении топливных таблеток со средним эффективным диаметром зерна.

2. Влияние оксида кремния на футеровки печи начинает наблюдаться значительно быстрее при использовании оксида кремния (цеолитного порошка) в количестве на уровне 150 ppm и более.

3. Не выявлено какого-либо влияния на изменение среднего эффективного диаметра зерна в спечённой таблетке типа добавки и их сочетания. То есть при изготовлении топливных таблеток со средним эффективным диаметром зерна более 25 мкм использование оксида или гидроксида алюминия, оксида кремния или цеолитного порошка марки ИК-17-1 не принципиально.

4. Использование оксида кремния (цеолитного порошка) на уровне 50 ppm при определённых технологических режимах спекания топливных таблеток обеспечивает, с одной стороны, полное отсутствие выхода оксида кремния в газовую атмосферу печи и его негативного влияния на футеровку печи, с другой стороны, позволяет получать средний эффективный диаметр зерна в спечённой таблетке гарантированно более 25 мкм.

Список литературы

1. *Техническое сообщение. Проведение исследований по установлению причин выхода из строя (разрушения) футеровки балки печи CNR-3. № 21/39-92/29783-вк от 24.10.2018*
2. *Техническое сообщение. Проведение исследований по установлению причин выхода из строя (разрушения) футеровки балки печи CNR-3. № 21/39-92/26907-вк от 13.09.2019.*
3. *Техническое сообщение. Исследование размера зерна и других свойств таблеток, изготовленных с пониженным содержанием легирующей добавки Al_2O_3 . №21/39/40734-вк от 21.12.2021.*
4. *Provision of Information on Chromium Doped Fuel for Use in Light Water Reactors, NNL 15231, Warrington (UK), 2020.*
5. *J. Arborelius, K. Backman, L. Hallstadius, M. Limback, J. Nilsson, B. Rebensdorff, G. Zhou, K. Kitano, R. Lofstrom and G. Ronnberg. «Advanced doped UO₂ pellets in LWR applications», Journal of Nuclear Science and Technology, 2006, Vol. 43, № 9, P. 967-976.*
6. *J.E. Lindbäck. «Westinghouse doped pellet technology», in IAEA technical committee meeting on advanced fuel pellet materials and designs for water cooled reactors, Brussels, 2003.*
7. *C. Delafoy and I. Arimescu. «Developments in fuel design and manufacturing in order to enhance the PCI performance of AREVA NP's fuel», in Pellet-Clad Interaction (PCI) in Water-Cooled Reactors, Lucca, 2016.*
8. *Техническое сообщение. Проведение исследований по унификации использования легирующих добавок при изготовлении топливных таблеток в цехе №10. № 21/39-92/15873-вк от 08.06.2020.*
9. *Техническое сообщение. Проведение работ по изготовлению топливных таблеток по режимам ПАО «МСЗ». № 21/39-92-дсп/35231-вк от 08.12.2020.*
10. *Техническое сообщение. Исследование размера зерна и содержания Al и Si в таблетках, изготовленных без добавки SiO_2 с пониженным содержанием добавки Al_2O_3 . №21/39/25962-вк от 02.08.2022.*

УДК 621.039.548.5

**РАЗВИТИЕ МЕТОДИК И РАСЧЕТНЫХ СРЕДСТВ
ДЛЯ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА
ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ НА АЭС С ВВЭР**

*И.А. Евдокимов, А.А. Сорокин, П.М. Калинин, А.Г. Хромов, Е.Ю. Афанасьева,
Л.А. Маслова, И.О. Горюшин, А.Ю. Бурцев, С.П. Золотарев, С.В. Бабкин*

e-mail: evdokimov@triniti.ru

АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва

Дано краткое описание созданных расчетных и прогнозных средств для решения задач, которые возникают на АЭС при разгерметизации твэлов. Описано современное состояние расчетного кода РТОП-СА для моделирования активности реперных радионуклидов в теплоносителе первого контура при разгерметизации твэлов ВВЭР. Представлены новые усовершенствованные методики КГО на работающем реакторе: методика надежного и оперативного выявления разгерметизации твэлов и методика выявления выноса топливных частиц из негерметичных твэлов в теплоноситель. Приведены результаты применения разработанных методик и расчетных средств для сопровождения топливных кампаний на АЭС.

Ключевые слова: АЭС, реактор ВВЭР, ядерное топливо, разгерметизация твэла, компьютерная программа, КГО.

**DEVELOPMENT OF TECHNIQUES AND SOFTWARE TOOLS
FOR WWER FUEL FAILURE ANALYSIS**

I.A. Evdokimov, A.A. Sorokin, P.M. Kalinichev, A.G. Khromov, E.Y. Afanasieva,

L.A. Maslova, I.O. Goriushin, A.Y. Burtsev, S.P. Zolotarev, S.V. Babkin

JSC «SRC RF TRINITI», Troitsk, Moscow

A brief description of calculation and predictive tools is given that are used for solving tasks arising from fuel failures at NPPs. The current state of the RTOP-CA code is described in the area of modeling activities of the reference radionuclides in the primary coolant after a failure of WWER fuel rods. New advanced techniques of fuel integrity analysis during reactor operation are provided, including the technique for reliable and prompt detection of fuel failures and the technique for detection of fuel washout from leaking fuel rods to the primary coolant. The results are provided after applying the developed techniques and software tools for the fuel integrity analysis at NPPs.

Keywords: NPP, WWER reactor, fuel, fuel rod failure, software, detection of leaking fuel assemblies.

Введение

Международный опыт показывает, что полностью исключить разгерметизацию твэлов на АЭС при разумном уровне затрат не представляется возможным [1]. На реакторах ВВЭР средняя доля ТВС, в которых разгерметизируются твэлы, составляет около 1%. Например, во Франции по данным [2] средняя доля ТВС с негерметичными твэлами к 2020 г. снизилась до ~0,1%. Разгерметизация твэлов на АЭС приводит к значительным финансовым потерям, связанным с затратами на обращение с жидкими радиоактивными отходами, повышением дозовых нагрузок на персонал, недовыработкой электроэнергии при вынужденном снижении мощности РУ или внеплановом останове и т.п. В силу значительных негативных последствий разгерметизации твэлов, с одной стороны, актуальна задача по анализу причин и снижению числа отказов ядерного топлива. С другой стороны, даже при снижении частоты отказов до некоторого «приемлемого» уровня АЭС должны обладать необходимым набором инструментов (методик) для решения эксплуатационных задач, связанных с разгерметизацией твэлов: от своевременного и надежного выявления разгерметизаций во время кампаний до обращения с отработавшими ТВС, которые содержат негерметичные твэлы.

Топливная компания «ТВЭЛ» проводит работы по сопровождению эксплуатации ядерного топлива на зарубежных АЭС с ВВЭР, включая поддержку по вопросам разгерметизации твэлов, обнаружению негерметичных ТВС и обращению с ними. В этих работах участвуют российские проектные и научно-исследовательские организации. В их число входит АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ».

В связи с разгерметизацией твэлов различают прямую и обратную задачи. Прямая задача связана с расчетом активности продуктов деления в теплоносителе первого контура при разгерметизации твэла, характеристики которого известны (размер и высотное положение дефекта в оболочке, момент разгерметизации, условия облучения). Прямая задача возникает на практике, например при проведении проектных расчетов, когда требуется обосновать радиационную безопасность ТВС модернизированной конструкции или планируемых изменений режимов эксплуатации топлива. Обратная задача состоит в определении исходных параметров негерметичного твэла по активности реперных радионуклидов в теплоносителе первого контура. Обратная задача на АЭС возникает в рамках контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов во время работы реакторной установки (РУ) [3].

Развитие расчетного кода РТОП-СА

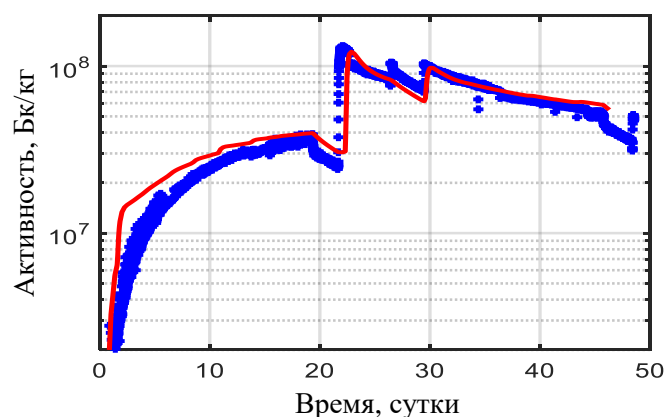
Для решения прямой задачи в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» при финансировании АО «ТВЭЛ» в 2007 г. был создан расчетный код РТОП-СА [4]. В 2009 г. код РТОП-СА был аттестован для расчета активности реперных радионуклидов в теплоносителе при разгерметизации твэлов ВВЭР с центральным отверстием в топливных таблетках при наличии одного сквозного дефекта в оболочке.

В 2021 г. аттестационный паспорт кода РТОП-СА был продлен с расширением области применения на РУ ВВЭР-1200/1300. Дополнительно код был аттестован для твэлов с обогащением топлива до 4,95% и размером зерна в топливных таблетках 25 мкм и более.

В настоящее время ведутся работы по разработке расширенной версии кода РТОП-СА. Расширенная версия позволит проводить расчеты для твэлов с топливом без центрального отверстия в таблетках, наличием торцевых бланкетов, тепловыделяющих элементов с гадолинием. В код имплементированы модели термомеханического поведения твэла после разгерметизации.

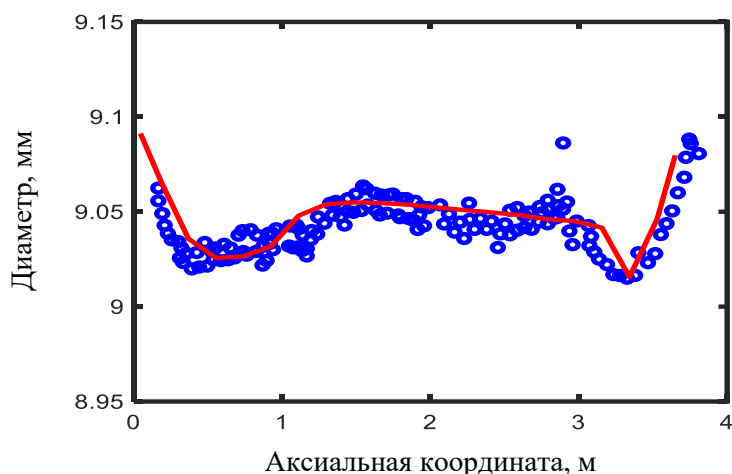
Проведена валидация кода на широкой базе экспериментальных данных. Для этого использованы данные по активности теплоносителя на АЭС и в экспериментах на реакторе МИР с искусственными дефектами в оболочках рефабрированных твэлов (рис. 1) [5, 6]. Способность кода рассчитывать формоизменение твэлов, давление и выход газовых продуктов деления валидировалась по результатам послереакторных исследований негерметичных и герметичных твэлов (рис. 2). Валидация отдельных моделей кода РТОП-СА проводилась на данных экспериментов на исследовательских реакторах МИР, Халден, DIDO, Siloe, ВК-50. Также проводилась кросс-верификация моделей изменения нуклидного состава топлива с результатами нейтронно-физических расчетов по коду HELIOS.

В настоящее время ведутся работы по развитию кода РТОП-СА. Планируется обеспечить возможность анализа радиационных последствий разгерметизации всех современных типов твэлов/твэгов при любых встречающихся на практике типах сквозного повреждения оболочки (первичные и вторичные дефекты). За счет развития термомеханических моделей планируется использовать модернизированную версию кода для обоснования режимов выхода РУ на мощность после сброса нагрузки во время топливной кампании или допустимых режимов маневрирования мощностью в условиях, когда в реакторе находятся негерметичные твэлы.



● — экспериментальные данные, — расчет по коду РТОП-СА

Рис. 1. Активность ^{131}I : пример сравнения экспериментальных данных с результатами расчета по коду РТОП-СА



● – экспериментальные данные, — – расчет по коду РТОП-СА

Рис. 2. Внешний диаметр оболочки: пример сравнения данных послереакторных исследований с результатами расчета по коду РТОП-СА

Следует отметить, что в настоящее время код РТОП-СА активно используется и для сопровождения эксплуатации ядерного топлива на АЭС, и для обоснования разрабатываемых новых методик КГО на работающем реакторе.

Методика выявления разгерметизации твэлов

Для решения обратной задачи в поддержку эксплуатации ядерного топлива на АЭС в АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» разрабатываются усовершенствованные методики КГО на работающем реакторе.

Одна из разработанных методик [7] предназначена для своевременного выявления разгерметизации твэла в активной зоне во время топливной кампании. Оперативное выявление разгерметизации позволяет заранее планировать длительность простоя РУ при проведении КГО на остановленном реакторе при планово-предупредительном ремонте (ППР), вовремя активировать «план действий при разгерметизации», учитывать наличие негерметичного твэла в реакторе при планировании маневров мощности РУ. Надежное определение факта и момента разгерметизации снижает риск пропуска негерметичной ТВС во время ППР.

Разработанная методика обладает повышенной чувствительностью и надежностью за счет комплексного подхода, который включает последовательный анализ разнородных признаков разгерметизации, основанных на отличиях в поведении радионуклидов с разными физико-химическими свойствами.

В разработанной методике для выявления разгерметизации используются элементы типовых методик КГО [8-10]: в частности, в стационарных условиях работы РУ анализируется отношение приведенных активностей ^{131}I и ^{134}I . Дополнительно в стационарных условиях работы РУ анализируется не используемое ранее для ВВЭР

соотношение активностей ^{133}Xe и ^{135}Xe [7]. Из-за поверхностно-активных свойств радионуклиды йода адсорбируются на внутренних поверхностях под оболочкой негерметичного твэла. Возможна ситуация, когда при малой скорости выхода продуктов деления из негерметичного твэла активность ^{131}I все еще определяется выходом из топливных отложений, в то время как активность ^{133}Xe уже заметно превышает фоновый уровень. Поэтому активность радионуклидов ксенона может быть более надежным индикатором разгерметизации, чем активность радионуклидов йода. Выявление разгерметизации твэлов по активности ^{133}Xe и ^{135}Xe применяется, например, на реакторах PWR [11].

В переходных режимах по мощности определяется наличие спайк-эффекта по активности долгоживущих радионуклидов йода и ксенона.

При анализе применяются статистические методы обработки данных. Решение о разгерметизации твэла принимается только по статистически значимым изменениям активности.

Методика допускает высокую степень автоматизации и применение на практике без участия человека. Методика была успешно апробирована на эксплуатационных данных зарубежных АЭС с реакторами ВВЭР-1000 [7]. На рис. 3 показаны примеры выигрыша по времени¹ при выявлении разгерметизации по сравнению с типовыми методиками КГО. В целом, примерно для 45% проанализированных кампаний с негерметичными твэлами на зарубежных АЭС комплексный подход позволил обнаружить разгерметизацию раньше (от нескольких недель до нескольких месяцев), чем типовые методы КГО.

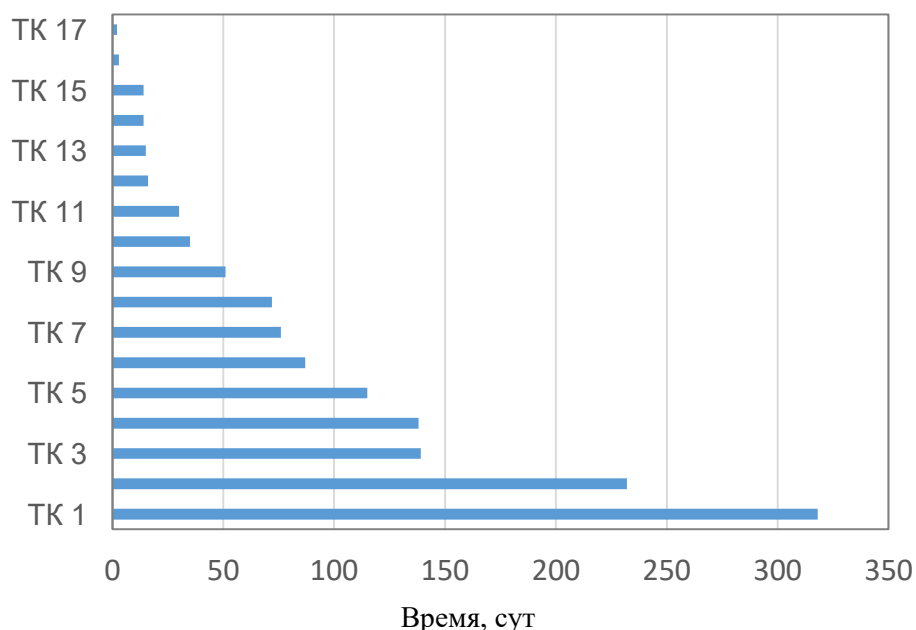


Рис. 3. Применение комплексной методики выявления разгерметизации: примеры выигрыша по времени по сравнению с типовыми методиками КГО при выявлении разгерметизации твэлов во время работы реактора

Методика выявления выноса топливных частиц из негерметичных ТВЭЛОВ в теплоноситель

Методика выявления выноса топливных частиц из негерметичных ТВЭЛОВ в теплоноситель [12] позволяет выявлять случаи значительных повреждений оболочки негерметичных ТВЭЛОВ, при которых в теплоноситель начинает вымываться топливная композиция.

Оценка вымывания топлива по активности теплоносителя основана на следующих положениях. В общем случае активность продуктов деления складывается из двух источников: выход радионуклидов из негерметичного ТВЭЛА и выход из топливных отложений. Топливные отложения формируются из урановой пыли, оседающей на ТВЭЛАХ при производстве, и/или из топливной композиции, вымытой из негерметичных ТВЭЛОВ во время эксплуатации на АЭС. Из негерметичного ТВЭЛА в теплоноситель выходят в основном долгоживущие продукты деления, большая часть короткоживущих радионуклидов успевает распасться под оболочкой. Поэтому активность короткоживущих радионуклидов в теплоносителе определяется выходом продуктов деления из топливных отложений. В качестве меры количества топливной композиции на поверхностях конструкций активной зоны обычно используют активности наиболее короткоживущих радионуклидов, которые доступны для измерений. В реакторах ВВЭР для этой цели традиционно используется активность ^{134}I [13].

Во время работы реактора в топливных отложениях уран выгорает, плутоний накапливается. За счет большего «эффективного» сечения нейтронного захвата плутоний в отложениях нарабатывается быстрее и до больших концентраций, чем в среднем по таблеткам в ТВЭЛЕ. Это может приводить к заметному увеличению скорости деления тяжелых ядер в отложениях во время работы реактора и, как следствие, к постепенному росту фоновой активности теплоносителя в ходе топливной кампании [15]. При неизменном количестве топливных отложений в активной зоне скорость роста активности ^{134}I ограничена [14]. Это легло в основу разработанного критерия выноса топлива. Максимально возможная скорость роста активности ^{134}I , связанная с выходом продуктов деления из неизменного количества топливных отложений, обозначается $\alpha_{кр}$ и оценивается независимо на каждом выбранном интервале времени. Если скорость роста зарегистрированной активности ^{134}I (α) больше, чем критериальная скорость $\alpha_{кр}$, то это свидетельствует о выносе топлива из негерметичного ТВЭЛА в активную зону реактора.

На рис. 4 показаны сводные результаты апробации методики выявления выноса топлива на данных по разным топливным кампаниям. Видно, что во всех топливных кампаниях в левой области рис. 4 («Чистые» кампании) отношение $\alpha/\alpha_{кр}$ меньше 1. Это означает отсутствие выноса топлива и согласуется с отсутствием разгерметизаций в этих случаях. При апробации методики на данных некоторых топливных кампаний с наличием негерметичных ТВЭЛОВ результаты оценок сравнивались с данными

послереакторных исследований. В случаях, когда методика показывала наличие выноса топлива ($\alpha/\alpha_{кр} > 1$), в негерметичных ТВЭлах было обнаружено отсутствие части топливных таблеток напротив сквозных дефектов (кампании C2, B3 и D2 на рис. 4). Для кампании D1 послереакторные исследования подтвердили вывод, полученный с помощью методики, об отсутствии выноса топлива из негерметичного ТВЭла.

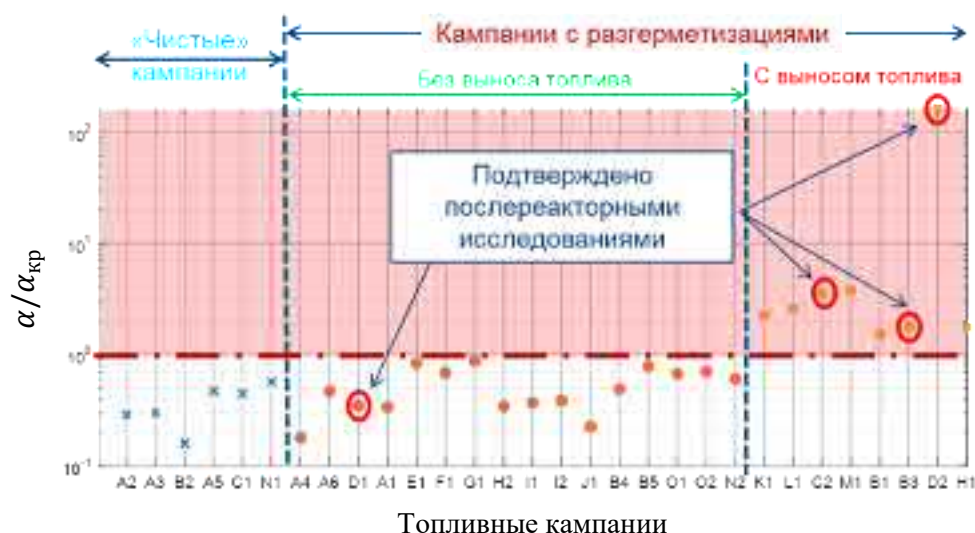


Рис. 4. Сводные результаты апробации методики выявления выноса топлива: отношение зарегистрированной скорости роста активности ^{134}I к критериальной

Методика может использоваться в комплексе с критериями целесообразности ремонта негерметичных ТВС на стенде инспекции [16] как дополнительное ограничение: высоки риски, что ТВЭл, из которого при эксплуатации выносилось топливо, при извлечении из ТВС может разрушиться.

Обе методики могут применяться на АЭС. Методики реализованы в виде программного обеспечения с удобным графическим интерфейсом пользователя.

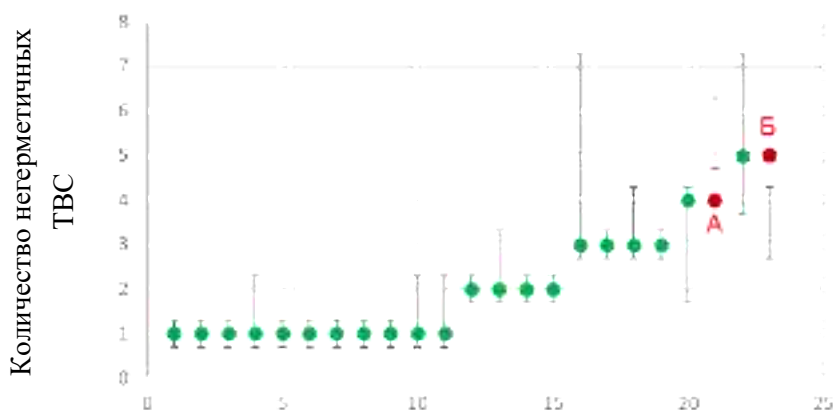
Результаты работ по сопровождению эксплуатации топлива

АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» на регулярной основе оказывает услуги по сопровождению топливных кампаний для зарубежных АЭС с ВВЭР. Проводится анализ активности теплоносителя, прогнозирование параметров негерметичных ТВЭлов в случае разгерметизации и анализ данных КГО на остановленном реакторе.

При сопровождении эксплуатации ядерного топлива на зарубежных АЭС с РУ ВВЭР-1000 и 1200 в 2017-2022 гг. примерно в $\Sigma 37\%$ случаев от общего числа проанализированных кампаний произошла разгерметизация ТВЭлов. В большинстве кампаний во время ППР было обнаружено по 1 негерметичной ТВС. На рис. 5 приведен пример сравнения количества негерметичных ТВС, фактически обнаруженных во время ППР, с прогнозными оценками на основе анализа активности теплоносителя во

время работы реактора. В некоторых случаях в качестве прогноза выдавался диапазон по количеству негерметичных ТВЭлов. Это связано с тем, что все методы КГО на работающем реакторе являются косвенными и не обладают 100% надежностью. В связи с этим неизбежны неопределенности при оценке параметров негерметичных ТВЭлов по активности теплоносителя. Неопределенности обычно тем больше, чем больше негерметичных ТВЭлов фактически находится в реакторе. Из рис. 5 видно, что в большинстве случаев прогнозные оценки совпадают с количеством обнаруженных негерметичных ТВС. В случае А прогнозное количество негерметичных ТВС на 1 больше, чем обнаружено. Это может быть связано с разгерметизацией нескольких ТВЭлов в одной ТВС (случаи разгерметизации нескольких ТВЭлов в одной ТВС задокументированы [11]). В случае Б прогнозное количество негерметичных ТВС меньше количества обнаруженных. В этой топливной кампании две из обнаруженных ТВС были расположены в активной зоне абсолютно симметрично, были одинакового типа, имели одинаковые режимные параметры и выгорание. Это привело практически к полной идентичности выноса радионуклидов из негерметичных ТВЭлов в этих ТВС и внесло погрешность в оценку общего количества негерметичных ТВЭлов в реакторе.

На рис. 6 и 7 показано сравнение результатов КГО во время ППР с прогнозными оценками по срокам эксплуатации негерметичных ТВС. В данном случае диапазон прогнозных оценок связан с неопределенностями методики оценки выгорания топлива в негерметичной ТВС по соотношению долгоживущих радионуклидов цезия во время спайк-эффекта. На рис. 6 представлены результаты для топливных кампаний с одной негерметичной ТВС в реакторе, на рис. 7 – с несколькими ТВС. Видно, что в подавляющем большинстве случаев прогнозные оценки совпадают со сроком эксплуатации обнаруженных ТВС. При этом необходимо отметить, что с ростом числа разгерметизаций точность прогнозных оценок по выгоранию (сроку эксплуатации) негерметичных ТВЭлов в целом снижается.



Условный номер кампании: ● – обнаруженное количество негерметичных ТВС; |—| – прогнозный диапазон количества негерметичных ТВС

Рис. 5. Сравнение прогнозов количества негерметичных ТВС с результатами КГО в ходе планово-предупредительного ремонта

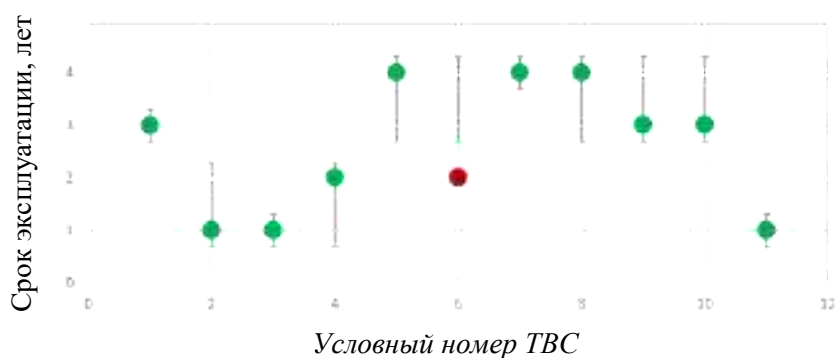


Рис. 6. Сравнение прогнозов срока эксплуатации негерметичной ТВС с результатами КГО в ходе планово-предупредительного ремонта: кампании с единственной негерметичной ТВС

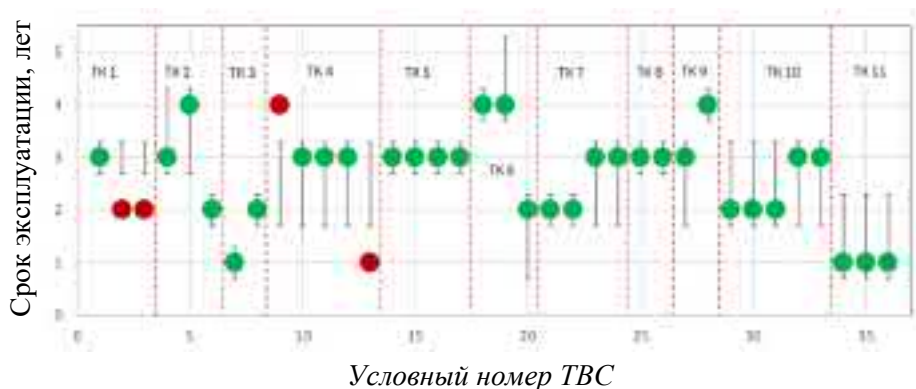


Рис. 7. Сравнение прогнозов срока эксплуатации негерметичной ТВС с результатами КГО в ходе планово-предупредительного ремонта: кампании с несколькими негерметичными ТВС

Прогноз обогащения негерметичного твэла

Во время первых кампаний на новых энергоблоках типовые методы КГО на работающем реакторе [8-10] не дают полезной информации по определению параметров негерметичной ТВС, поскольку диапазон выгорания топлива в ТВС на конец первого цикла достаточно узок. В этом случае возможно привлечение данных по активности инертных радиоактивных газов.

Выход продуктов деления из негерметичного твэла зависит от нуклидного состава топлива, который меняется в ходе эксплуатации (в топливе выгорает уран, накапливаются нуклиды плутония). Выход радионуклидов криптона (например $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{88}Kr) – в среднем на одно деление тяжелых ядер – уменьшается с выгоранием, а у радионуклидов Xe (например ^{135}Xe) растет. Поэтому отношение активностей $^{85\text{m}}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ и $^{88}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ во время работы РУ в стационарном режиме является мерой выгорания негерметичных твэлов [17]. Другими словами, отношение установившихся активностей $^{85\text{m}}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ и $^{88}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ зависит от нуклидного состава топлива, который определяется, в том числе, исходным обогащением.

Проведенные расчетные исследования показали, что разгерметизацию твэла с обогащением 4,0 и 4,4 масс.% на Белорусской АЭС-1 можно считать менее вероятной, чем разгерметизацию твэла с обогащением от 1,3 до 3,3 масс.%.

В ходе ППР на остановленном реакторе была обнаружена одна негерметичная ТВС с обогащением 1,3%.

Таким образом, анализ активностей ИРГ позволил сузить диапазон «подозрительных» ТВС при разгерметизации в первой топливной кампании.

Выводы

Для решения задач КГО необходимо применение аттестованных расчетных средств, предназначенных для моделирования выхода радионуклидов в первый контур вследствие разгерметизации твэлов. В настоящее время расчетный код РТОП-СА применяется для сопровождения эксплуатации ядерного топлива на АЭС и для обоснования разрабатываемых новых методик КГО на работающем реакторе. Ведутся работы по расширению области применения кода.

Разработаны и успешно применяются новые методики КГО на работающем реакторе. На основе новых методик созданы программные средства, которые могут использоваться персоналом АЭС. Применение разработанных программных средств позволяет улучшить точность прогнозов параметров негерметичных ТВС во время эксплуатации ядерного топлива российского производства.

Список литературы

1. *Deshon J., Whiteside K. «Establishing and Sustaining a Technical Program to Achieve Zero Fuel Failures», (EPRI, INPO), IAEA Tech. Meet. «Achieving Zero Fuel Failure Rates: Challenges and Perspectives», Nessebar, Bulgaria, 1-2 October, 2015.*
2. *Waeckel N. «Fuel failures in normal operation – French Situation», Cons. Meeting to Prepare the Tech. Meeting on Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, IAEA, Virtual Event, 1-3 July 2020.*
3. *Slavyagin P., Lusanova L., Miglo V. «Regulation of the Fission Product Activity in the Primary Coolant and Assessment of Defective Fuel Rod Characteristics in Steady-State WWER-type Reactor Operation», Proc. IAEA Int. Tech. Meeting on Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation, 17-21 June 2002, Bratislava, Slovakia, P. 326-337.*
4. *Sorokin A.A., et al. «Capabilities of the RTOP-CA code to simulate leaking fuel behavior and release of radioactive fission products into primary coolant of light-water reactors», Tech. Meet. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, Vienna, Austria, 14-17 December, 2020.*
5. *Ижutow А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Ильенко С.А., Овчинников В.А., Шулимов В.Н., «Текущие и перспективные направления испытаний в реакторе МИР», Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2017, Вып.2, С. 96-109.*

6. Sorokin A., Likhanskiĭ V., Evdokimov I. et al. *Capabilities of the RTOP-CA code to simulate leaking fuel behavior and release of radioactive fission products into primary coolant of light-water reactors*, Proc. Tech. Meet. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 14-17 December 2020.
7. Kalinichev P.M., Evdokimov I.A., Likhanskiĭ V.V. «Experience in detection of WWER fuel failures by activity of ^{133}Xe and ^{135}Xe during reactor operation», Tech. Meet. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, Vienna, Austria, 14-17 December, 2020.
8. «Установка реакторная В-320. Технические требования по контролю герметичности оболочек твэлов ВВЭР-1000 во время работы и после останова реакторной установки. 320.00.00.00.000Д119».
9. РД ЭО 1.1.2.10.0521-2009 «Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР-1000. Типовая методика контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов» с Изм. №2, АО «Концерн Росэнергоатом», 2016 г.
10. ТМТ 1.1.3.04.1769-2020 «Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР-1200. Контроль герметичности оболочек тепловыделяющих элементов. Типовая методика», АО «Концерн Росэнергоатом», 2021 г.
11. «Review of fuel failures in water cooled reactors (2006-2015)». (An update of IAEA nuclear energy series, No. NF-T-2.1). IAEA nuclear energy series, No. NF-T-2.5. International Atomic Energy Agency (Vienna, 2019).
12. Evdokimov I.A., Khromov A.G., et al. «Detection of fuel washout from leaking fuel rods during operation of WWER power units», J. Nucl. Mater., 538 (2020) 152205.
13. Slavyagin P., Lusanova L., Miglo V. «Fuel failure diagnostics in normal operation of nuclear power plants with WWER-type reactors», IAEA-TECDOC-1345, 2003, P. 303-315.
14. Evdokimov I.A., Khromov A.G., Kalinichev P.M., Likhanskiĭ V.V., Kovalishin A.A., Laletin M.N., Gurevich M.I., Zborovskii V.G. «Detection of fuel washout from leaking fuel rods during operation of WWER power units», J. Nucl. Mater., 538 (2020) 152205.
15. Hózer Z. «Simulation of leaking fuel rods in VVER reactor», Annals of Nuclear Energy, 70 (2014) 122-129.
16. Евдокимов И.А., Афанасьева Е.Ю. и др. «Разработка и обоснование критериев для оценки рисков разрушения твэлов при ремонте негерметичных ТВС ВВЭР-1000/1200», НТК АО «ТВЭЛ», Эсто-Садок, г. Сочи, 29-30 сентября 2022.
17. Евдокимов И.А., Лиханский В.В. и др. «Модернизация методов КГО на работающем реакторе для современных типов топлива и топливных циклов». Международный научно-технический семинар АО «ТВЭЛ» «Опыт эксплуатации ядерного топлива российского производства на АЭС с ВВЭР-1000», Болгария, г. Несебр, 26-30 сентября 2016 г.
18. Parrat D., Leuthrot C., Harrer A., Dangouleme D. «Behaviour of a defective MOX fuel rod in a PWR», Proc. Tech. Meet. on recycling of plutonium and uranium in water reactor fuel, Newby Bridge, Windermere, United Kingdom, 3-7 Jul 1995, IAEA TECDOC-941 (1997), P. 319-340.

УДК 621.039.546

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ГЕРМЕТИЗИРОВАННЫХ ТВЭЛОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ НА ОСНОВЕ КАРБИДА КРЕМНИЯ

*Ф.В. Макаров, Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, А.П. Пономаренко,
Р.Г. Захаров, А.Д. Багдатыев, В.А. Пирог, А.А. Алексеев, И.А. Дзюбинский,
Д.В. Кузнецов, А.В. Антия, Д.А. Кожева, Н.В. Гречухина
АО «ВНИИНМ», Москва, FVMakarov@bochvar.ru*

В статье представлены исследования по разработке технологии изготовления герметизированных опытных твэлов на основе карбида кремния. В АО «ВНИИНМ» создан опытный участок по производству и исследованию трубчатых изделий на основе SiC. Разработаны составы и получены прекурсоры для производства керамических волокон SiC. Выпущены первые в России экспериментальные образцы труб из композита SiC/SiC, отработана технология изготовления керамических концевых элементов, исследован процесс пайки.

Ключевые слова: карбид кремния, твэл, волокно, композит, прочность, коррозионная стойкость.

DEVELOPMENT OF TECHNOLOGY FOR MANUFACTURING SEALED FUEL RODS OF A NEW GENERATION BASED ON SILICON CARBIDE

*F.V. Makarov, L.A. Karpyuk, A.V. Glebov, E.M. Glebova, A.P. Ponomarenko,
R.G. Zakharov, A.D. Bagdatyev, V.A. Pirog, A.A. Alekseev, I.A. Dzyubinsky,
D.V. Kuznetsov, A.V. Antia, D.A. Kozheva, N.V. Grechukhina
JSC «VNIINM», Moscow*

The article presents research into the development of the technology for manufacturing sealed experimental fuel rods based on silicon carbide within the framework of the GIM. Precursors and ceramic fibers of SiC, experimental samples of pipes made of SiC/SiC composite, ceramic end elements, soldered joints were obtained, and a pilot site for the production and research of tubular products based on SiC was created.

Keywords: silicon carbide, fuel rod, fiber, composite, strength, corrosion resistance.

Введение

Топливо и конструкции активной зоны в существующих водо-водяных энергетических реакторах уязвимы для катастрофических последствий в случае потери теплоносителя, о чем свидетельствует авария на АЭС «Фукусима». Эта уязвимость связана в первую очередь с кинетикой быстрого окисления циркониевых сплавов в

среде водяного пара при очень высоких температурах, что приводит к образованию взрывоопасной газовой смеси водорода с воздухом.

Перспективным материалом в этом случае является композит на основе карбида кремния, который обладает высокими механическими свойствами при штатных условиях работы реактора, а также у него отсутствует высокотемпературная реакция окисления водяным паром в случае проектных аварий. Помимо этого, композиты SiC/SiC обладают низким сечением захвата тепловых нейтронов, общей химической инертностью, способны выдерживать высокое выгорание топлива и высокие температуры, обладают хорошей радиационной стойкостью [1, 2].

Композиционный материал из карбида кремния еще мало изучен, остается множество вопросов, связанных с поведением SiC/SiC в условиях работы реактора, в т.ч. гидротермальная коррозия, потенциальная потеря продуктов топлива из-за растрескивания в нормальных условиях эксплуатации. Все перечисленные характеристики еще только предстоит исследовать и проанализировать.

Работа выполнялась АО «ВНИИНМ» в рамках ГИМ с 2016 по 2021. Дальнейшие работы в этом направлении продолжаются в рамках ЕОТП и РТТН. Основная цель, которую поставили перед собой ученые – это повышение безопасности эксплуатации атомных реакторов и обеспечение конкурентоспособности российского топлива на международном рынке. Основными направлениями исследований являлись: разработка опытной технологии изготовления SiC волокна, разработка опытной технологии изготовления экспериментальных образцов труб из композита SiC/SiC, разработка опытной технологии герметизации, проведение дореакторных испытаний герметизированных твэлов, создание опытного участка по производству и исследованию изделий из карбида кремния.

Разработка опытной технологии получения керамических прекурсоров и β -SiC волокна

За рубежом уже более 30 лет для создания деталей с высокой термостойкостью активно разрабатываются SiC/SiC композиционные материалы. Ключевым компонентом при создании керамических SiC/SiC композитов и изделий на их основе является использование армирующих SiC волокон в виде матов, жгутов, лент и т.п. В производстве этих волокон в мире наибольших успехов добились такие компании, как Nippon-Carbon, Япония (волокна семейства Nicalon) и UBE Industries, Япония (волокна семейства Tugano). В настоящее время такие волокна в Российскую Федерацию не импортируются. Также стоит отметить, что большинство выпускаемых в мире коммерческих волокон SiC по разным причинам малоприспособны к применению в качестве армирующих элементов для композитных материалов, нацеленных на использование в атомной промышленности. Различные примеси в сырьевых материалах, наличие кислорода и свободного углерода, различных спекающих и легирующих добавок, аморфная структура, низкая кристалличность, присутствие керна

в волокне и другие факторы негативно сказываются на механических, теплофизических и радиационных свойствах волокна в целом и на его поведении в композитном изделии. На данный момент в России нет коммерческой технологии производства волокна SiC. В АО «ВНИИНМ» исследования в данной области ведутся более 10 лет [3].

Для непрерывного и стабильного процесса получения бескерновых керамических волокон использовали поликарбосилан с метильными заместителями и метиленовыми мостиками – поли(олиго)диметилсилиленметилены марки ПКС-В по ТУ 2257-123-00209013-2012. Формование полимерного волокна проводили на экструзионной машине «Zamak merkator», изображенной на рисунке 1 (а). Необходимо отметить, что нами были охвачены два основных используемых в мире направления синтеза волокна – это сшивка окислительная и с применением электронного облучения с использованием линейного ускорителя электронов ЛЭУ-8 и последующей карбонизацией. В табл. 1 представлено сравнение экспериментальных бескерновых керамических карбидокремниевых волокон, полученных сотрудниками АО «ВНИИНМ» с коммерческим иностранным волокном марки Hi-Nicalon TS3.

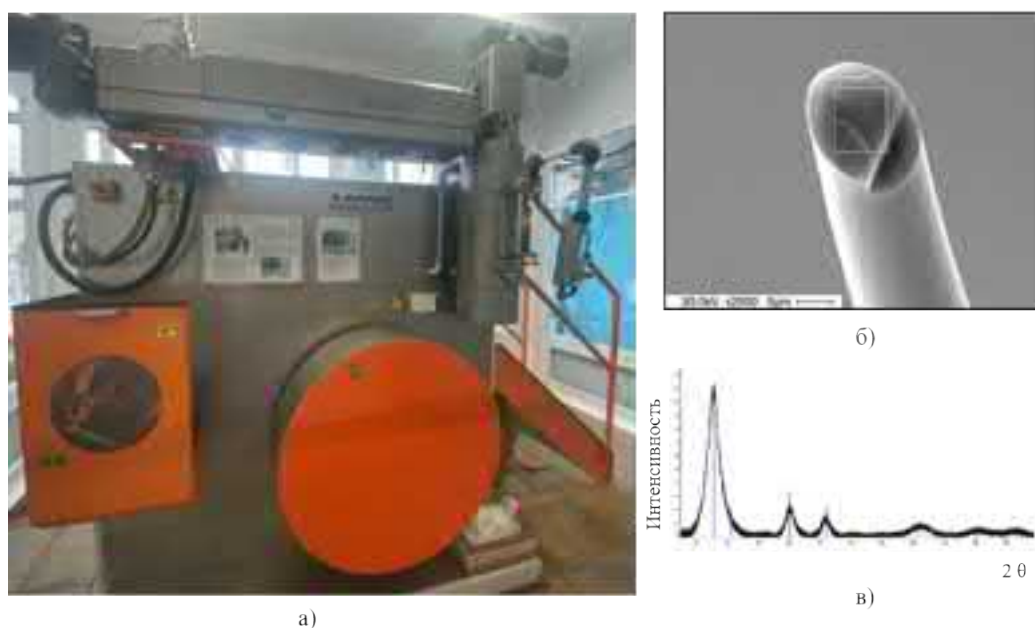


Рис. 1. Формование SiC волокна и его микроструктура: а) Экструзионная машина «Zamak merkator», б) СЭМ микроструктура SiC волокна, в) РФА спектр SiC волокна

Получены экспериментальные партии β -SiC волокна диаметром 12-18 мкм, которые имеют гладкую поверхность без дефектов; посторонних примесей на поверхности и по всему объему волокна не обнаружено. Микроструктура волокна и РФА спектр представлены на рис. 1 (б, в). Как видно из спектра, единственной фазой в волокне является кубическая модификация SiC-3C (пространственная группа F43m), при этом размер кристаллитов составляет 1-5 нм. Дальнейшие работы по разработке керамического волокна будут направлены на уменьшение содержания вредной примеси

кислорода, выравнивание стехиометрического состава и стабилизации термомеханических свойств, а также на повышение текстиле- пригодности волокна.

Таблица 1

Характеристики экспериментальных волокон SiC полученных в АО «ВНИИНМ»

Параметр	Ni-Nicalon TS3	АО «ВНИИНМ» (2018)	АО «ВНИИНМ» (2020)	АО «ВНИИНМ» (2022)	АО «ВНИИНМ»-АО «ГНИИХТЭОС» (2022)
Прекурсор	ПКС	ПКС	ПКС	М-ПКС	М-ПКС
Метод сшивки	Облучение электронным пучком	Кислородная	Облучение электронным пучком	Кислородная	Кислородная
Предел прочности, МПа	2,6-3,0	2,0-2,7	2,2-2,9	0,9-1,4	1,7-1,8
Модуль упругости, ГПа	360-420	209-244	-	123-222	328-297
Содержание кислорода, % мас.	0,4-0,6	8,3	0,8	3,6	0,7

Керамические волокна карбида кремния β – модификации с пониженным содержанием примеси кислорода – в мире рассматриваются как наиболее перспективные для применения в устройствах атомной энергетики [4, 5].

Разработка опытной технологии изготовления экспериментальных образцов труб SiC/SiC

Нами были изготовлены и исследованы экспериментальные трубчатые образцы из композитов SiC/SiC, в которых в качестве армирующего каркаса применялось непрерывное SiC-волокно. Основные технологические операции изготовления экспериментальных образцов труб на основе карбида кремния: формирование SiC волокнистого каркаса биаксиальным и триаксиальным плетением, формирование межфазового слоя пироуглерода на волокне, многоступенчатая вакуумная жидкофазная пропитка волокнистого каркаса прекурсорами и карбонизация, газофазная пропитка трубчатых заготовок и осаждение SiC, герметизация трубчатых оболочек керамическими концевыми элементами методом лазерной пайки.

В качестве исходных реагентов для формирования межфазового слоя пироуглерода на волокне использовали пропан, а в качестве исходных реагентов жидкофазной и газофазной пропитки для формирования SiC матрицы в композите использовали раствор поликарбосилана в толуоле и метилсилан соответственно. На рис. 2 схематично представлена экспериментальная оболочка из композита SiC/SiC, а также СЭМ микроструктуры внешней поверхности и поперечного среза оболочки.

Внешняя и внутренняя зоны представлены монокристаллической керамикой SiC и каждая имеет толщину 100 мкм. Промежуточная зона представляет собой композит из SiC матрицы и SiC волокна с межфазовым слоем пироуглерода толщиной 50-150 нм.

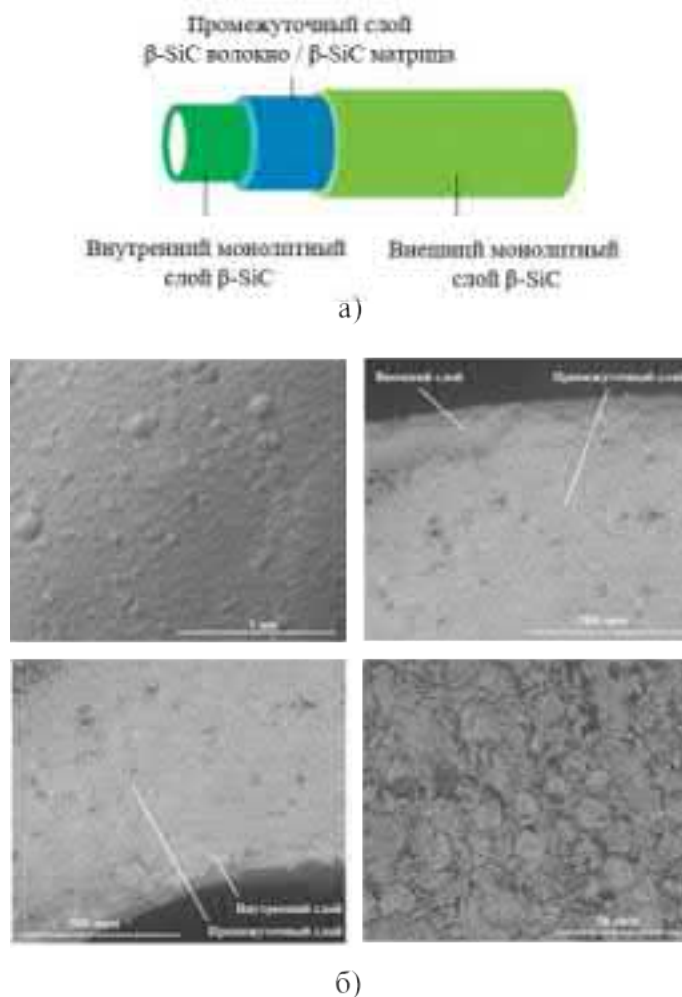


Рис. 2. Структура экспериментальных образцов труб из композита SiC/SiC: а) схематическое строение, б) СЭМ микроструктура

Полученные опытные образцы композитных оболочек разных серий подвергались дореакторным испытаниям на растяжение по ГОСТ Р 57857-2017, на внутреннее давление с применением эластомера по ГОСТ Р 57971-2017, на сжатие «С-образных колец» по ISO 18558:2015, а также были проведены коррозионные испытания в паро-воздушной смеси. На рис. 3 представлены микроструктуры поверхности разрушения образцов экспериментальных труб SiC/SiC после осевого растяжения при различном увеличении. Механические свойства экспериментальных оболочечных труб SiC/SiC достаточно обнадеживающие. Так, при осевом растяжении предел прочности составляет от 215 до 422 МПа, предел текучести от 207 до 401 МПа, относительное удлинение 0,8%. При кольцевом растяжении предел прочности несколько ниже – от 212 до 244 МПа, а относительное удлинение превышает 1,5%.

Механизм разрушения матрицы хрупкий, а сам композит SiC/SiC за счет волокна и межфазового покрытия из пироуглерода разрушается по квазипластическому механизму.

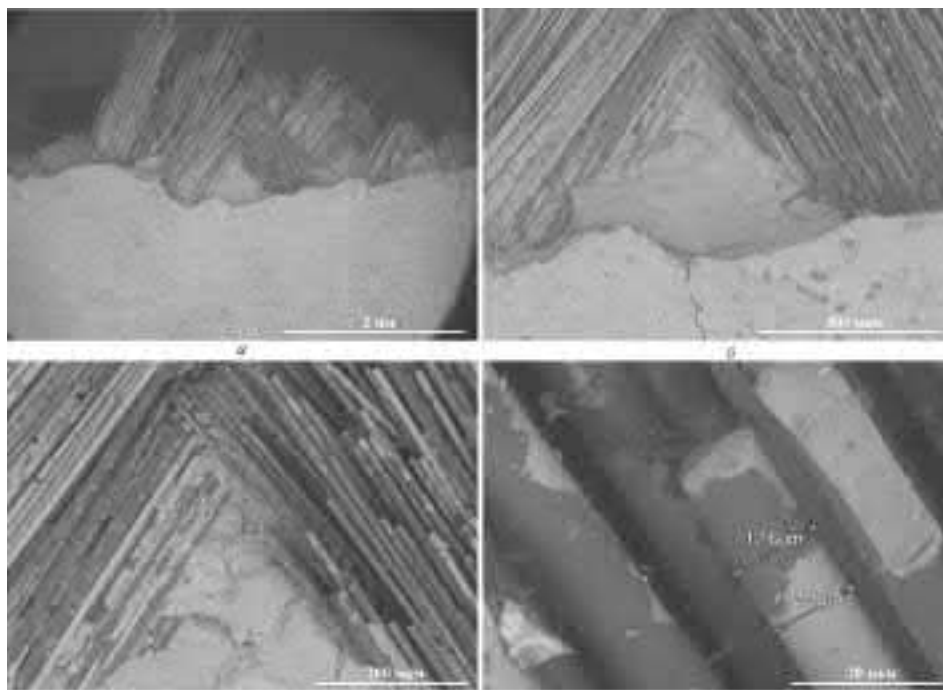


Рис. 3. Микроструктура поверхности разрушения образцов экспериментальных труб SiC/SiC после осевого растяжения при различном увеличении: а) увеличение 25, б) увеличение 100, в) увеличение 200, г) увеличение 2000

Исследование коррозионной стойкости композитных оболочек в водяном паре проводили в автоклаве при температуре 380 °С и в открытой системе (в потоке горячего водяного пара) при температуре 1200 °С. Анализ микроструктуры и ЭДС показал, что поверхность образцов после автоклавирования покрыта плотным пассивационным слоем SiO₂. После высокотемпературных испытаний на поверхности присутствует губчатое покрытие с трещинами из SiO₂. Значимых структурных изменений в объеме композита не обнаружено.

При разработке опытной технологии герметизации композитных твэлов были исследованы методы изготовления керамических концевых элементов методом жидкофазного спекания SiC порошков с активирующими оксидными добавками Al и Y. Были получены образцы плотностью 3,04 г/см³ с закрытой пористостью менее 1%. Разработаны припои на основе циркония, титана и никеля, а также отработаны режимы лазерной пайки композитных оболочек и керамики на основе карбида кремния. На рис. 4 представлен внешний вид герметизированного опытного твэла на основе карбида кремния длиной 500 мм и керамические концевые элементы.



Рис. 4. Внешний вид герметизированного опытного твэла на основе карбида кремния длиной 500 мм и керамические концевые элементы

Выводы

В АО «ВНИИНМ» создан опытный участок по производству и исследованию трубчатых изделий на основе SiC.

Разработана технология биаксиального и триаксиального плетения волокнистого каркаса из волокна SiC.

Разработана технология пропитки волокнистого каркаса жидкофазным и газофазным методами и формирования SiC матрицы в композите.

Разработана технология изготовления концевых элементов из порошка карбида кремния с активирующими оксидными добавками Al и Y.

Разработана технология пайки концевых элементов из порошка карбида кремния.

Изготовлены первые в России образцы оболочек SiC/SiC длиной 500 мм.

Предел прочности экспериментальных образцов труб из композита SiC/SiC при осевом и кольцевом растяжении составил до 422 и 244 МПа соответственно, что в 2,5 раза выше моделируемых максимальных напряжения в оболочке и волокнах при выходе ВВЭР-1000 с керамическим оксидным топливом на рабочий режим.

Подтверждена удовлетворительная коррозионная стойкость в паре при температуре 1200 °С в течение 72 часов.

Список литературы

1. Безумов В.Н., Новиков В.В., Кабанов А.А., Захаров Р.Г., Макаров Ф.В., Пономаренко А.П. Вопросы разработки оболочки твэла из композиционного материала на основе карбида кремния в рамках концепции безопасности водоохлаждаемых реакторов в условиях аварий // Вопросы атомной науки и техники: Материаловедение и новые материалы. 2014. №4. С. 76-90.
2. Макаров Ф.В., Пономаренко А.П., Захаров Р.Г., Дзюбинский И.А., Иванов С.И., Глебов А.В., Лебедев М.Ю. Создание труб-оболочек твэлов из композиционных материалов на основе карбида кремния // Нанотехнологии. 2017 №3, С. 60-67.
3. Ф.В. Макаров, Р.Г. Захаров, И.А. Дзюбинский, А.П. Пономаренко, А.Д. Багдатъев, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, Л.А. Карпюк, С.И. Иванов, Д.В. Кузнецов, А.В. Антия, Д.А. Кожева, Б.В. Сафронов Исследование процессов создания бескернового карбидокремниевого волокна β -модификации // журнал Вопросы атомной науки и техники. Серия: материаловедение и новые материалы. 2021. Вып. 1 (107), С. 21-31.
4. James Braun, Cédric Sauder. Mechanical behavior of SiC/SiC composites reinforced with new Tyranno SA4 fibers: Effect of interphase thickness and comparison with Tyranno SA3 and Hi-Nicalon S reinforced composites // Journal of Nuclear Materials – 2022. – 558. – P. 1-25.
5. Eric Rohmer, Eric Martin, Christophe Lorrette. Mechanical properties of SiC/SiC braided tubes for fuel cladding // Journal of Nuclear Materials – 2014. – 453. – P. 16-21.
6. Ф.В. Макаров, Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, А.П. Пономаренко, Р.Г. Захаров, А.Д. Багдатъев, В.А. Пирог, А.А. Алексеев, И.А. Дзюбинский, Д.В. Кузнецов, А.В. Антия, Д.А. Кожева, Н.В. Гречухина. Механические свойства экспериментальных образцов труб SiC/SiC для применения в устройствах атомной энергетики // журнал Деформация и разрушение материалов. №5, 2023. С 2-7.

УДК 621.039.548.5

**РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ КРИТЕРИЕВ ДЛЯ ОЦЕНКИ РИСКОВ
РАЗРУШЕНИЯ ТВЭЛОВ ПРИ РЕМОНТЕ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ
ТВС ВВЭР-1000/1200**

¹И.А. Евдокимов, ¹Е.Ю. Афанасьева, ¹А.А. Сорокин, ¹П.М. Калиничев,
¹А.Г. Хромов, ¹Л.А. Маслова, ^{1,2}К.Е. Улыбышев
¹АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»), Москва, Троицк
²НИЦ «Курчатовский Институт», Москва

С использованием данных послереакторных исследований негерметичных ТВС ВВЭР-1000, выполненных в ГНЦ «НИИАР» после 2013 г., расширена матрица валидации критерия массивного гидрирования оболочки негерметичного твэла. Для обоснования критерия также привлечены результаты экспериментов на реакторе МИР с искусственными дефектами в оболочках рефабрикованных твэлов. С помощью кода РТОП-СА проведены расчетно-аналитические исследования по условиям массивного гидрирования оболочки негерметичных твэлов на РУ ВВЭР-1200. Разработана комплексная методология для оценки рисков разлома негерметичного твэла при извлечении из ТВС ВВЭР-1000/1200 во время ремонта на СИР. Помимо оценки вероятности массивного гидрирования оболочки, комплексная методология включает два дополнительных критерия: (1) по активности ¹³⁴I в теплоносителе первого контура оценивается вынос топливных частиц из негерметичного твэла; полагается, что твэл, из которого выносилось топливо, сильно поврежден и может разрушиться при ремонте; (2) при мощностях ниже 12 кВт/м привлекаются данные визуального осмотра ТВС для контроля массивного гидрирования оболочки негерметичного твэла в местах контакта с пружинным фиксатором в области газосборника.

Ключевые слова: АЭС, реактор ВВЭР, ядерное топливо, разгерметизация твэла, контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов, ремонт ТВС, стенд инспекции и ремонта (СИР).

**DEVELOPMENT AND VALIDATION OF CRITERIA TO EVALUATE THE RISK
OF FUEL ROD FRACTURE DURING REPAIR OF LEAKING
WWER-1000/1200 FAS**

¹I.A. Evdokimov, ¹E.Yu. Afanasieva, ¹A.A. Sorokin, ¹P.M., Kalinichev
¹A.G. Khromov, ¹L.A. Maslova, ^{1,2}K.E. Ulibyshev
¹JSC «SRC RF TRINITI», Troitsk, Moscow
²NRC «Kurchatov Institute», Moscow
e-mail: evdokimov@triniti.ru

Validation matrix for the criterion for secondary failures resulted from local massive hydriding of the leaking fuel cladding has been extended using data obtained from post-irradiation examinations of leaking WWER-1000 FAs performed by SSC «RIAR» after 2013. The criterion was also validated against test results in the MIR reactor. These in-reactor tests were performed by using refabricated fuel rods with artificial defects in the cladding. Computational and analytical studies have been performed based on the RTOP-CA code to evaluate conditions of massive cladding hydriding in the leaking fuel rods in WWER-1200 reactors. A comprehensive methodology has been developed to evaluate the risk of fracture of a leaking fuel rod when it is extracted from a WWER-1000/1200 FA in the inspection and repair facility. In addition to evaluation of probability of massive hydriding of the cladding, the comprehensive methodology includes two supplementary criteria: (1) by activity of ¹³⁴I in the primary coolant, release of fuel particles from the leaking fuel rod is evaluated; it is assumed that if the fuel particles were releasing to the primary coolant, the fuel cladding is severely damaged and can fracture during the repair; (2) if the linear heat rate of the fuel rod is below 12 kW/m, data obtained from visual inspection are used for detection of massive hydriding at the cladding and spring joints in the plenum area of the leaking fuel rod.

Keywords: nuclear power plant (NPP), WWER reactor, leaking fuel, fuel failure, fuel integrity analysis, fuel assembly (FA) repair, inspection and repair facility.

Введение

Во время работы в реакторе возможно сильное наводороживание циркониевой оболочки негерметичного твэла. Это приводит к снижению механических свойств оболочки. При формировании очагов массивного гидрирования циркония в оболочке могут образоваться сквозные вторичные дефекты. В результате активность реперных радионуклидов в теплоносителе первого контура может значительно вырасти (вплоть до установленных эксплуатационных пределов).

При росте активности до высоких значений персоналу АЭС необходимо определять, связано ли это с массовой разгерметизацией ТВЭлов или вызвано сильной деградацией состояния одного-двух негерметичных ТВЭлов. Результаты оценок количества негерметичных ТВЭлов в реакторе учитываются при планировании мероприятий КГО во время планово-предупредительного ремонта (ППР). Для надежных оценок количества негерметичных ТВЭлов целесообразно использовать критерий массивного гидрирования оболочки [1] в сочетании с анализом данных по изменению активности теплоносителя.

После выгрузки из реактора необходимо решать, каким образом обращаться с обнаруженными негерметичными¹ ТВС. От степени повреждения оболочки зависят условия хранения в приреакторном бассейне выдержки, возможность ремонта ТВС, перевозка и длительное хранение негерметичных ТВС.

Досрочная выгрузка ТВС приводит к значимым финансовым потерям. Вместе с негерметичным ТВЭлом в составе ТВС из активной зоны выгружаются досрочно, не отработав свой ресурс, оставшиеся 311 герметичных тепловыделяющих элементов. При этом наиболее высоки потери остаточной стоимости для ТВС максимального среднего обогащения после 1^{-го} цикла эксплуатации. Для снижения затрат, связанных с неполным использованием топлива, многие эксплуатирующие организации используют технологии ремонта негерметичных ТВС на стендах инспекции и ремонта (СИР). В качестве одного из подходов рассматривается извлечение негерметичного ТВЭла из ТВС. После извлечения негерметичный ТВЭл обычно заменяется стальной или циркониевой трубкой-вытеснителем [2].

Во время ремонта на СИР при попытках извлечения из ТВС негерметичного ТВЭла, оболочка которого подверглась массивному гидрированию, возможно разрушение ТВЭла [2]. На устранение последствий разрушения ТВЭла и удаление просыпи топливных таблеток требуется время. Удлинение ППР из-за ликвидации последствий разлома ТВЭлов на СИР экономически неоправданно. Чтобы избежать подобных ситуаций, необходимы критерии оценки рисков разрушения негерметичного ТВЭла при ремонте ТВС.

Критерий массивного гидрирования оболочки

Критерий массивного локального гидрирования оболочки для ТВЭлов ВВЭР-1000 был предложен в работе [1]. Были рассмотрены результаты внереакторных [3,4] и мелкомасштабных реакторных экспериментов [5,6]. Указано [1,7,8], что массивное наводороживание циркониевых сплавов начинается при существенном избытке водорода в пароводородной смеси. Полагается, что пороговое отношение концентраций

¹ Имеются в виду ТВС с негерметичными ТВЭлами. Термин «негерметичные» ТВС широко применяется в отрасли для краткости.

водорода и пара, при котором водород начинает интенсивно проникать в циркониевую оболочку, существенно меньше в реакторных условиях, чем во вне реакторных [1, 8].

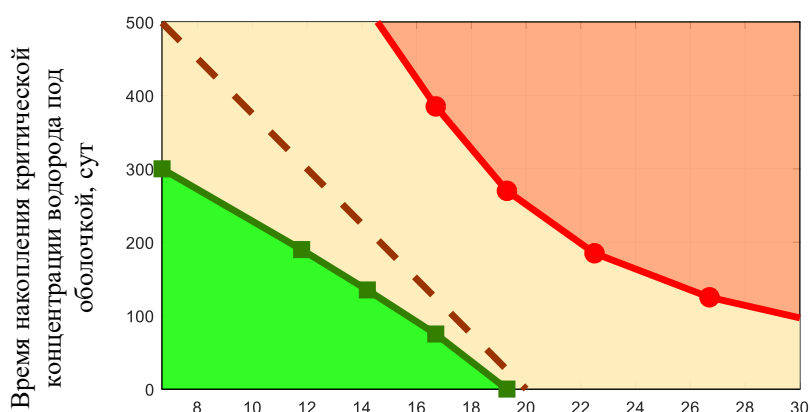
С помощью кода РТОП-СА были проведены серийные расчеты по накоплению водорода в негерметичных твэлах. В расчетах определялось время, за которое в твэле достигается критическое отношение парциальных давлений водорода и пара для начала массивного наводороживания. На рис. 1 показана диаграмма зависимости времени накопления водорода от мощности твэла. Верхняя кривая (II) на рис. 1 соответствует ситуации, когда в твэле достигается пороговое отношение концентраций водорода и пара, приводящее к массивному гидрированию оболочки во вне реакторных условиях. Выше кривой II находится область, в которой формирование массивных гидридов в оболочке неизбежно. Нижняя кривая (I) на рис. 1 соответствует консервативной оценке условий массивного наводороживания в реакторных условиях. Ниже этой кривой находится область, в которой массивное наводороживание оболочки маловероятно. Между кривыми I и II находится область параметров, при которых может начинаться массивное наводороживание оболочки твэла во время эксплуатации на АЭС.

Для построения зависимости, определяющей фактические условия массивного гидрирования оболочки твэлов, анализировались эксплуатационные данные и результаты послереакторных исследований негерметичных ТВС ВВЭР-1000 в «горячих» камерах ГНЦ «НИИАР». Были обработаны данные по 12 ТВС, исследованным до 2013 г. [1]. По итогам анализа критерий массивного гидрирования был предложен в виде зависимости (пунктирная линия на рис. 1):

$$\tau = 750 - 37.5LP \quad (1)$$

где τ – время работы твэла на мощности после разгерметизации (сут);

LP – линейная мощность негерметичного твэла (кВт/м).



Линейная мощность, кВт/м: I (—■—) – консервативный критерий при облучении; ■ – область безопасной эксплуатации; II (—●—) – вне реакторный критерий; ■ – область параметров, в которой массивное гидрирование неизбежно; ■ – область рисков массивного гидрирования; — — — – Критерий массивного гидрирования (1)

Рис. 1. Диаграмма массивного гидрирования учетом расчетно-теоретических оценок [1]

Важно подчеркнуть, что критерий (1) описывает условия массивного гидрирования, когда внутренняя поверхность оболочки подвергается воздействию осколков деления, вылетающих с периферии топливных таблеток. Таким образом, критерий (1) распространяется на область оболочки в пределах топливного сердечника. Для области газосборника в твэле критерий, вообще говоря, требует корректировки, поскольку в процессе формирования «гидридной спирали» по местам контакта витков стального пружинного фиксатора с оболочкой (см. ниже) могут быть задействованы дополнительные механизмы².

Расширение матрицы валидации критерия массивного гидрирования

С 2013 по 2018 г. в ГНЦ «НИИАР» [9] были исследованы еще 7 негерметичных ТВС ВВЭР-1000 (табл. 1).

Для расширения обоснования критерия массивного гидрирования был проведен расчетно-теоретический анализ результатов послереакторных исследований и эксплуатационных данных по исследованным негерметичным ТВС. Изучалось, как история нагружения (мощность) и время работы негерметичных твэлов после разгерметизации коррелируют с образованием очагов массивного гидрирования в оболочке.

Таблица 1

Негерметичные ТВС ВВЭР-1000, исследованные в ГНЦ НИИАР после 2013 г. [9]

№ п/п	Заводской номер ТВС	АЭС	Продолжительность эксплуатации		Среднее выгорание топлива, МВт·сут/кгU
			эфф. сут	кол-во ТК	
1	СГ01719	КЛН-3	614	2	31.27
2	ЖД02585	КЛН-3	974	2	40.07
3	ЖД02560	КЛН-3	974	2	43.91
4	421807945	Рст-1	960	2	40.96
5	ИД02293	КЛН-1	895	3	40.87
6	ИД02312	КЛН-1	1256	4	54.96
7	434409498*	Бал-4	483	1	24.36

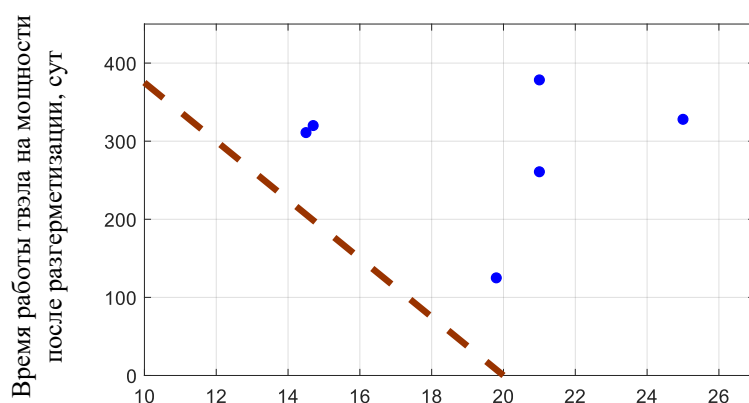
² Например, поглощение водорода сталью и переход водорода из стали в цирконий в месте контакта или механическое повреждение защитных свойств оксидной пленки на внутренней поверхности оболочки в месте контакта.

Момент разгерметизации твэлов и время работы твэла в «негерметичном состоянии» определялись по эволюции активности теплоносителя. Истории нагружения твэлов восстанавливались по результатам нейтронно-физических расчетов на АЭС. Полученные данные сопоставлялись с критериальной зависимостью (1).

На рис. 2 для каждого негерметичного твэла, исследованного в ГНЦ «НИИАР» после 2013 г., точкой отмечено время работы твэла после разгерметизации³ и максимальная мощность твэла в этот период. Для всех твэлов время работы после разгерметизации с учетом мощности превышало критериальные значения (1). Согласно предложенному подходу [1], превышение критерия означает высокую вероятность массивного гидрирования и охрупчивания оболочки негерметичного твэла напротив топливных таблеток.

Во всех негерметичных твэлах, исследованных в горячих камерах после 2013 г., действительно были обнаружены сильно охрупченные области массивного гидрирования оболочки (по высоте – в пределах топливного сердечника). Таким образом, проведенный анализ подтверждает критерий (1) и расширяет матрицу его валидации – в части обоснования области эксплуатационных параметров, опасных с точки зрения значительной деградации свойств оболочки.

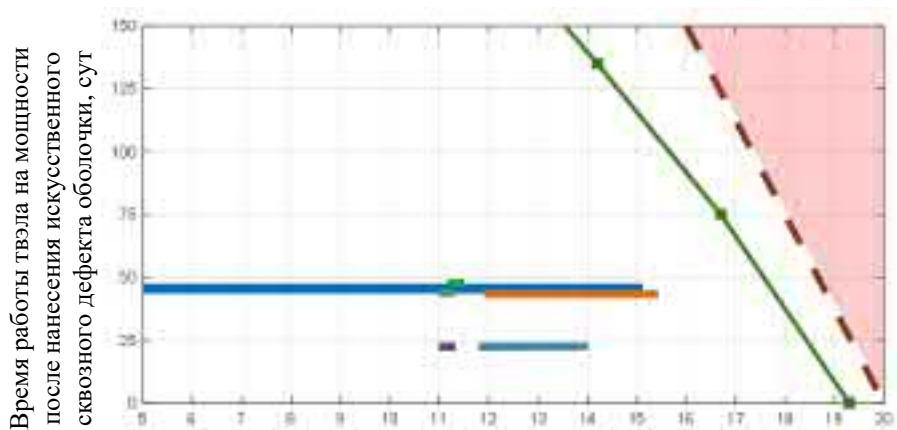
Для дополнительного обоснования области эксплуатационных параметров, в которой образование очагов массивного гидрирования и значительное охрупчивание оболочки маловероятны, можно использовать результаты материаловедческих исследований после экспериментов на реакторе МИР [10, 11] (рис. 3). В экспериментах на реакторе МИР исследовался выход продуктов деления из рефабрикованных твэлов с искусственными дефектами в оболочке. По завершении испытаний проводили материаловедческие исследования рефабрикованных твэлов.



Линейная мощность, кВт/м: — — — Критерий массивного гидрирования (1); ● – эксплуатационные данные послереакторных исследований

Рис. 2. Критерий массивного гидрирования с учетом анализа эксплуатационных данных и результатов послереакторных исследований 2013-2020 г.

³ Некоторые исследованные ТВС не были единственными негерметичными сборками, обнаруженными по завершении кампании. В таких случаях время работы после разгерметизации оценивалось консервативно, как время от момента первой разгерметизации до конца кампании.



Линейная мощность, кВт/м: —■— — консервативный критерий при облучении; — — — — Критерий массивного гидрирования (1) закрашенные прямоугольные области – данные по экспериментам на реакторе МИР

Рис. 3. Сопоставление данных по результатам экспериментов на реакторе МИР с критерием образования вторичных дефектов

Во всех экспериментах длительностью от ~20 до ~60 дней массивные гидриды в оболочках твэлов не сформировались. Эксплуатационные данные твэлов в экспериментах показаны на рис. 3 закрашенными прямоугольными областями. Отсутствие областей массивного гидрирования в твэлах с искусственными дефектами в экспериментах на реакторе МИР свидетельствует в пользу того, что критерий правильно описывает область эксплуатационных параметров, в которой массивное гидрирование оболочки негерметичных твэлов маловероятно.

Особенности деградации оболочки негерметичных твэгов

Отдельных комментариев заслуживают условия массивного гидрирования в негерметичных твэгах. Негерметичный твэг был исследован в горячих камерах ГНЦ НИИАР в составе ТВС-2М 434409498. Твэг в ТВС-2М 434409498 разгерметизировался при низкой мощности (~9 кВт/м) примерно через 100 дней после начала эксплуатации. Несмотря на длительное время работы ~370 сут после разгерметизации и достаточно высокую мощность твэга в конце кампании (более ~18 кВт/м в последние 150 суток), массивные гидриды в оболочке не образовались. Измерения показали, что механические свойства оболочки негерметичного твэга не деградировали. Содержание водорода в оболочке мало отличалось от содержания водорода в герметичном твэге-свидетеле.

Одна из вероятных причин отсутствия массивного гидрирования оболочки заключается в том, что, пока мощность негерметичного твэга низкая, внутренняя поверхность оболочки покрыта водяной пленкой. Водяная пленка сама по себе дополнительно защищает оболочку от проникновения водорода из газовой фазы [1]. Кроме того, при конденсации водяной пленки коррозия внутренней поверхности

оболочки протекает, по-видимому, при повышенном содержании кислорода во внешней среде. Это, во-первых, приводит к пониженному поглощению водорода оболочкой. Во-вторых, защитные свойства оксидной пленки, сформированной при «избытке» кислорода, могут быть более высокими и могут требовать большего количества водорода под оболочкой для начала процесса локального массивного гидрирования [12].

Таким образом, анализ результатов послереакторных исследований и условий эксплуатации ТВС-2М 434409498 показал, что для твэгов – по крайней мере, в случае разгерметизации на начальных этапах эксплуатации – критерий образования вторичных дефектов в оболочке может быть менее жестким по сравнению с твэлами. Можно предположить, что, если бы разгерметизация твэга в ТВС-2М 434409498 произошла ближе к концу первого топливного цикла, когда условий для конденсации воды на внутренней поверхности оболочки твэга уже не было, или на 2^{-ом}, 3^{-ем} цикле эксплуатации, условия образования вторичных дефектов в твэге мало бы отличались от соответствующего критерия для твэлов.

Адаптация критерия массивного гидрирования для РУ ВВЭР-1200

В настоящее время эксплуатируются реакторные установки повышенной мощности ВВЭР-1200. В связи с этим возникает задача об адаптации критерия, созданного для топлива ВВЭР-1000, к особенностям конструкции и условиям эксплуатации твэлов на РУ ВВЭР-1200.

На данный момент ни одна из негерметичных ТВС ВВЭР-1200 не исследовалась в горячих камерах. Поэтому обоснование критерия [1] на основе экспериментальных данных невозможно. На данном этапе единственной возможностью обоснованного перенесения критериев [1] на топливо ВВЭР-1200 является использование расчетных методов.

В ТВС для реакторов ВВЭР-1200 используются твэлы с удлиненным топливным столбом, несколько отличаются параметры теплоносителя первого контура (табл. 2).

Таблица 2

Основные отличия конструкции и параметров эксплуатации твэлов
ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Параметр	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200
Давление теплоносителя на выходе из а.з., бар	157±3	162±3
Температура теплоносителя на входе в а.з., °С	290 ⁺² ₋₄	298 ⁺² ₋₄
Высота топливного столба, м	3.68	3.73

Адаптация критериальных зависимостей [1] для топлива ВВЭР-1200 проводилась с помощью кода РТОП-СА. Были выполнены серийные расчеты по накоплению

водорода в негерметичных твэлах с различными параметрами (размер дефекта, мощность, выгорание). В расчетах варьировались параметры конструкции твэлов и задаваемые условия эксплуатации в соответствии с отличиями между РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

Как отмечено выше, одним из ключевых параметров, определяющих скорость накопления водорода в твэлах и риски формирования массивных гидридов в оболочке, является линейная мощность негерметичного твэла [1, 13]. Чтобы выяснить отличия, связанные именно с особенностями РУ, целесообразно сравнивать поведение твэлов с одинаковыми повреждениями оболочки при одинаковом уровне линейной мощности. Строго говоря, истории нагружения твэлов (изменение мощности и выгорания топлива во времени) на разных типах РУ отличаются. Однако среди ~50000 твэлов в активной зоне на разных типах РУ можно выбрать твэлы с близкими нагрузками по энерговыделению. Именно для таких твэлов целесообразно сравнивать накопление водорода и деградацию состояния оболочки.

Истории нагружения твэлов для расчетов по коду РТОП-СА выбирались на основе нейтронно-физических данных по проектным стационарным топливным циклам 3×18 месяцев на ВВЭР-1000/1200. Для ВВЭР-1000 использовались нейтронно-физические данные в условиях работы на 104% мощности.

Проведенные расчетные исследования показали, что скорость накопления водорода в негерметичных твэлах с одинаковой линейной мощностью обладает высокой чувствительностью к температуре теплоносителя на входе в активную зону. Это связано с тем, что основным механизмом генерации водорода в негерметичном твэле (после относительно быстрой стадии окисления горячих областей топлива) является окисление внутренней поверхности оболочки. Скорость окисления оболочки экспоненциально зависит от температуры, которая определяется температурой теплоносителя на входе в активную зону и мощностью твэла [14, 15]. Номинальная температура теплоносителя на входе в активную зону ВВЭР-1200 на 9 °С выше, чем для ВВЭР-1000 (табл. 1). Это приводит к более быстрому накоплению водорода в негерметичных твэлах ВВЭР-1200 по сравнению с ВВЭР-1000.

Наиболее быстро водород накапливается в негерметичных твэлах с малыми дефектами в оболочке (рис. 4). На рис. 4 можно видеть, что при увеличении температуры теплоносителя на 10 °С время накопления критического количества водорода в твэле уменьшается примерно на 30%.

В целом, с учетом результатов расчетов критерий для РУ ВВЭР-1200 более жесткий: при одинаковой мощности критическое содержание водорода в негерметичных твэлах ВВЭР-1200 достигается быстрее, чем для ВВЭР-1000. Критерий массивного гидрирования для РУ ВВЭР-1200 можно описать зависимостью

$$\tau_{1200/1300} \approx 0.7\tau_{1000} = 525 - 26.2LP \quad (2)$$

Зависимости (1) и (2) сопоставлены на рис. 5.

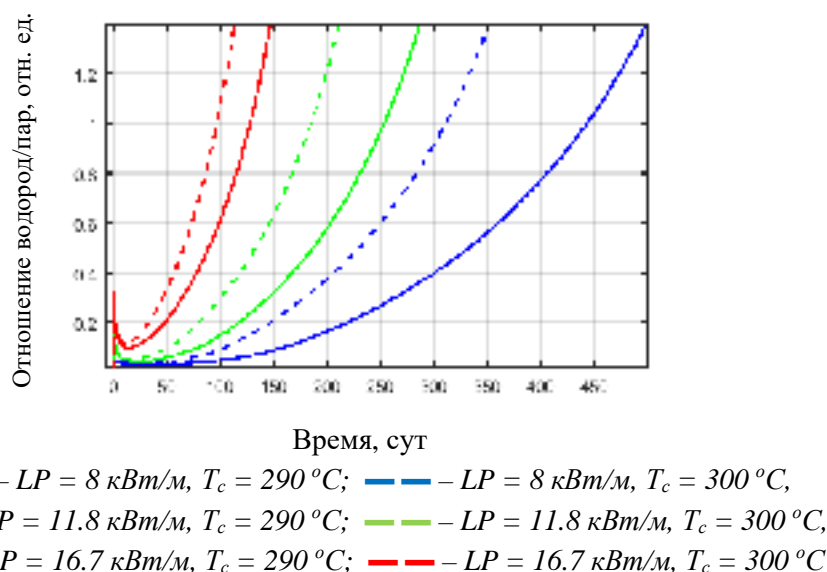


Рис. 4. Влияние температуры теплоносителя на входе в реактор на отношение давлений водорода и пара в свежем негерметичном твэле с малым дефектом в оболочке

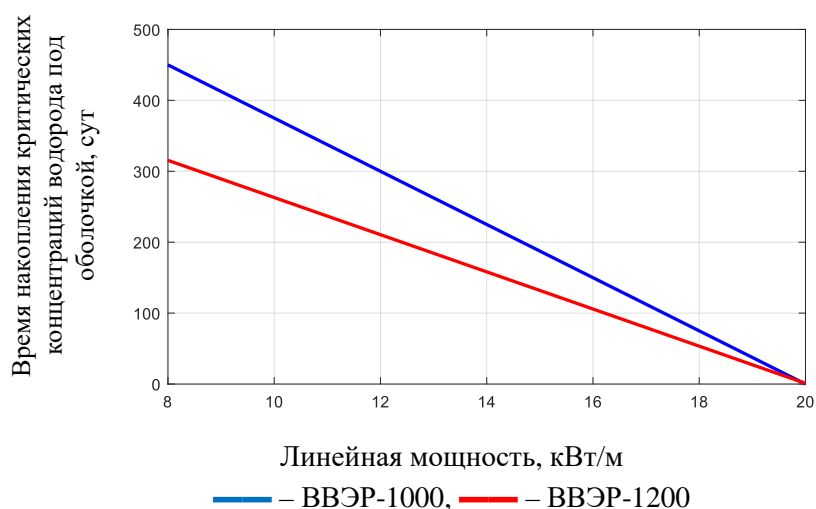


Рис. 5. Критерии массивного гидрирования оболочки для твэлов ВВЭР-1000/1200

Дополнительные критерии для оценки ремонтпригодности ТВС: вынос топлива

В качестве дополнительного критерия для оценки ремонтпригодности ТВС используются результаты КГО на работающем реакторе: по активности ^{134}I можно оценить, вымывалась ли топливная композиция из негерметичного твэла в теплоноситель. Считается, что вымывание топливных частиц из негерметичного твэла свидетельствует о достаточно сильном повреждении оболочки. Высоки риски, что

негерметичный ТВЭЛ, из которого выносилось топливо, при извлечении из ТВС может разрушиться.

Оценка вымывания топлива по активности теплоносителя основана на следующих положениях. В общем случае активность продуктов деления складывается из двух источников: выход радионуклидов из негерметичного ТВЭЛА и выход из топливных отложений. Топливные отложения формируются из урановой пыли, оседающей на ТВЭЛАХ при производстве, и/или из топливной композиции, вымытой из негерметичных ТВЭЛОВ во время эксплуатации на АЭС. Из негерметичного ТВЭЛА в теплоноситель выходят в основном долгоживущие продукты деления, большая часть короткоживущих радионуклидов успевает распасться под оболочкой. Поэтому активность короткоживущих радионуклидов в теплоносителе определяется выходом продуктов деления из топливных отложений. В качестве меры количества топливной композиции на поверхностях конструкций активной зоны обычно используют активности наиболее короткоживущих радионуклидов, которые доступны для измерений. В реакторах ВВЭР для этой цели традиционно используется активность ^{134}I [16].

На практике активность продуктов деления (в том числе и короткоживущих) может увеличиваться в ходе кампании даже при отсутствии негерметичных ТВЭЛОВ, когда радионуклиды выходят только из (неизменного количества) топливных отложений [17, 18]. Во время работы реактора в топливных отложениях уран выгорает, накапливается плутоний. За счет большего «эффективного» сечения нейтронного захвата плутоний в отложениях нарабатывается быстрее и до больших концентраций, чем в среднем по таблеткам в ТВЭЛЕ. Это может приводить к заметному увеличению скорости деления тяжелых ядер в отложениях во время работы реактора и, как следствие, к постепенному росту фоновой активности теплоносителя в ходе топливной кампании [18].

Для надежного выявления выноса топливной композиции при КГО на работающем реакторе была разработана методика [18, 19], позволяющая различать, когда рост активности ^{134}I в ходе кампании обусловлен выносом топлива из негерметичных ТВЭЛОВ, а когда он связан с эволюцией нуклидного состава топливных отложений. Если применение разработанной методики указывает на вынос топлива из ТВЭЛА в теплоноситель во время эксплуатации негерметичной ТВС, ремонтировать ее не рекомендуется.

Дополнительные критерии для оценки ремонтпригодности ТВС: визуальный осмотр

Как отмечено выше, критерии массивного гидрирования (1) и (2) учитывают радиационное повреждение внутренней поверхности оболочки осколками деления, вылетающими с периферии топливных таблеток, и относятся к области оболочки в пределах топливного столба.

Обработка результатов послереакторных исследований ТВС ВВЭР-1000 показала, что при визуальном осмотре верхней части негерметичных твэлов примерно в 30% случаев в области газосборника наблюдается белая спиралевидная гидридная полоса, проходящая по местам контакта пружинного фиксатора с оболочкой [1]. Для всех исследованных негерметичных твэлов, кроме одного, при наличии гидридной спирали в области газосборника для негерметичных твэлов выполнялись условия массивного гидрирования (1). При этом исследования подтвердили образование массивных гидридов циркония в областях оболочки ниже верхнего края топливного сердечника. Если бы для этих ТВС решался вопрос о возможности ремонта на СИР, то критерия массивного гидрирования (1) было бы достаточно как отсекающего условия. Во всех указанных случаях средняя мощность негерметичных твэлов превышала 12 кВт/м.

Только в одном твэле, исследованном в ГНЦ «НИИАР», который после разгерметизации облучался при мощности 6-7 кВт/м, наблюдалась «гидридная спираль» в местах контакта пружинного фиксатора с оболочкой без формирования массивных гидридов в других частях оболочки твэла. Этот негерметичный твэл сломался при извлечении из пучка по одному из витков «гидридной спирали», несмотря на предварительное выталкивание твэла из нижней решетки.

С учетом этого в настоящее время в качестве консервативной оценки принято, что гидридная спираль может возникать в области газосборника без формирования массивных гидридов в других частях оболочки при мощностях, по крайней мере, не более 12 кВт/м. При решении вопроса о целесообразности ремонта негерметичных твэлов, мощность которых после разгерметизации не превышала 12 кВт/м, рекомендуется визуально контролировать наличие гидридной спирали в области газосборника. Из этого автоматически вытекает, что решение о ремонте ТВС, работавших после разгерметизации твэла при пониженной мощности, следует принимать только при расположении негерметичного твэла на периферии ТВС. Только в этом случае негерметичный твэл будет доступен для визуального осмотра. Визуальный осмотр рекомендуется также для негерметичных ТВС, располагавшихся на периферии активной зоны, поскольку для них характерна большая неоднородность энерговыделения, и негерметичный твэл может работать при невысокой мощности.

Выводы

Расширена матрица валидации критерия массивного гидрирования оболочки негерметичных твэлов. Для этого использованы результаты послереакторных исследований негерметичных ТВС ВВЭР-1000 в ГНЦ «НИИАР» после 2013 г. Также использованы данные экспериментов на реакторе МИР с искусственными дефектами в оболочках рефабрикованных твэлов. С помощью расчетов по коду РТОП-СА критерий адаптирован к параметрам топлива и условиям эксплуатации РУ ВВЭР-1200. Для оценки рисков разрушения при ремонте негерметичных ТВС предложен комплексный

подход, который предполагает оценку степени повреждения оболочки негерметичного ТВЭЛ на основе:

- применения разработанного критерия массивного гидрирования оболочки;
- применения разработанного критерия выноса топлива на основе анализа данных по активности ^{134}I в теплоносителе первого контура во время эксплуатации реактора с негерметичной ТВС в активной зоне;
- визуального осмотра негерметичного ТВЭЛ при мощности до 12 кВт/м.

Следует отметить, что на зарубежных АЭС заключение о ремонтпригодности в основном принимается по результатам визуального осмотра ТВС в период планового ремонта [2]. Вследствие этого возможен ремонт только тех ТВС, в которых разгерметизировался периферийный ТВЭЛ. В определенных случаях разработанная методика позволяет оценивать риски разлома ТВЭЛ при ремонте только на основе эксплуатационных данных – без необходимости визуального осмотра негерметичного ТВЭЛ (актуально, если негерметичный ТВЭЛ находится во внутренних рядах ТВС).

Разработанная методика может способствовать повышению конкурентоспособности отечественного ядерного топлива на мировом рынке за счет развития технологии ремонта и демонстрации ремонтпригодности ТВС ВВЭР.

Список литературы

1. Евдокимов И.А., Лиханский В.В., Сорокин А.А., Канюкова В.Д., Алиев Т.Н., Звир Е.А., Жителев В.А., Кобылянский Г.П., Поленок В.С., Новиков В.В., «Формирование вторичных дефектов в негерметичных ТВЭЛх ВВЭР: Обоснование критериев по данным послереакторных исследований». *Ядерная физика и инжиниринг*, 2014, Т.5, №6, С.476-488.
2. NEA/CSNI/R(2014)10. *Leaking Fuel Impacts and Practices. Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA)*, 2014.
3. Une K. // *Kinetics of reaction of Zr alloy with hydrogen. J. Less-Com. Met.* 1978. Vol. 57. P. 93-101.
4. Kim Y.S., Wang W.E., Olander D.R., Yagnik S.K. // *High Pressure Hydriding of Sponge-Zr in Steam-Hydrogen Mixtures. J. Nucl. Mater.* 1997. Vol. 246. P. 43-52.
5. Limbäck M., Dahlbäck M., et al. // *Test-Reactor Study of the Phenomena Involved in Secondary Fuel Degradation. Proc. Int. Meet. LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, USA, Sept.19-22. 2004.* P. 54-68.
6. Gräslund C., // *The Studsvik DEFEX Project Final Report. STUDSVIK-DEFEX-21, Studsvik Nuclear AB, Sweden.* 1995.
7. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V. // *In-Pile Criteria for the Initiation of Massive Hydriding of Zr in Steam-Hydrogen Environment. Proc. 15th Int. Symp. on Zirconium in the Nuclear Industry. Sunriver, OR, USA. June 24-28. 2007.*
8. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V., et al. // *Secondary Hydriding Criteria Under Irradiation Conditions. Nuclear Eng. and Design.* 2011. Vol. 241. P. 1414-1420.
9. Звир Е.А., Жителев В.А., Захаров А.В., Крюков Ф.Н., Шишин В.Ю., «Основные результаты послереакторных исследований, выполненных в АО ГНЦ «НИИАР» в 2014-2018 годах»,

XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения АО ГНЦ «НИИАР», г. Димитровград, 27-31 мая 2019 г.

10. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Ильенко С.А., Овчинников В.А., Шулимов В.Н., «Текущие и перспективные направления испытаний в реакторе МИР», Сборник трудов АО ГНЦ «НИИАР», 2017, Вып.2, С. 96-109.

11. Sorokin, A., Likhanskiĭ, V., Evdokimov, I., et al., Capabilities of the RTOP-CA code to simulate leaking fuel behavior and release of radioactive fission products into primary coolant of light-water reactors, Proc. Tech. Meet. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 14-17 December 2020.

12. Wright J., Tverberg T., Yagnik S., Limbäck M. and Schrire D. «Summary of test reactor experiments to simulate secondary fuel degradation and its mitigation», 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Jeju Island, Korea, September 10-14, 2017.

13. Rudling P., “Secondary degradation mechanisms – a theoretical approach to remedial actions”, SKI Report №00:32, ANTUSP, Sweden, April 2000.

14. Evdokimov I.A., Khoruzhii O.V., Sorokin A.A., Likhanskii V.V., Afanasieva E.Yu., Kanukova V.D., Zborovskii V.G., Ulibyshev K.Ye., Kovalishin A.A., Laletin M.N. «Ways to mitigate risks of secondary failures during operation of WWER units», Intern. Conf. «Operation of Russian Fuel in WWER NPPs: experience, analyses, perspectives», Czech Republic, Prague, 10-14 September 2018.

15. Evdokimov I.A., Khoruzhii O.V., Sorokin A.A., Likhanskii V.V., Afanasieva E.Yu., Kanukova V.D., Zborovskii V.G., Ulibyshev K.E., Kovalishin A.A., Laletin M.N. “Short-term drop of the reactor power as a potential remedy against secondary degradation of leaking fuel”, Technical Meeting on Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation, Vienna, Austria, 14-17 December, 2020.

16. Slavyagin P., Lusanova L., Miglo V. «Fuel failure diagnostics in normal operation of nuclear power plants with WWER-type reactors», IAEA-TECDOC-1345, 2003, P. 303-315.

17. Hózer Z. «Simulation of leaking fuel rods in WWER reactor», Annals of Nuclear Energy, 70 (2014) 122-129.

18. Evdokimov I.A., Khromov A.G., Kalinichev P.M., Likhanskii V.V., Kovalishin A.A., Laletin M.N., Gurevich M.I., Zborovskii V.G. «Detection of fuel washout from leaking fuel rods during operation of WWER power units», J. Nucl. Mater., 538 (2020) 152205.

19. Евдокимов И.А., Сорокин А.А., Калинин П.М. и др. «Развитие методик и расчетных средств для сопровождения эксплуатации ядерного топлива при разгерметизации твэлов на АЭС с ВВЭР», Журнал «Вопросы Атомной Науки и Техники (ВАНТ), Сер.: Материаловедение и новые материалы, 5(121)2023 г.

УДК 621.039.534.23:629.561.5

**РАЗРАБОТКА АКТИВНЫХ ЗОН ДЛЯ АСММ И ПЭБ.
ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ**

А.И. Романов, В.Ю. Папотин, М.Ю. Тутуркин
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород
romanov_ai@okbm.nnov.ru, papotin@okbm.nnov.ru, tuturkinM@okbm.nnov.ru

Российская Федерация в лице Госкорпорации «Росатом» активно развивает направление малой и средней атомной энергетики на базе Small Modular Reactor (SMR). Данный сегмент энергетики нацелен в первую очередь на обеспечение электроэнергией удаленных (в т.ч. северных и островных) территорий, а также районов с децентрализованным энергоснабжением.

К настоящему моменту в Российской Федерации в эксплуатации находятся плавучий энергоблок «Академик Ломоносов» с РУ КЛТ-40С и активными зонами 14-14, серия универсальных атомных ледоколов (УАЛ) с РУ РИТМ-200 и активными зонами 14-15-1. На базе этих активных зон в 2022 году завершена разработка активной зоны АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н атомной станции малой мощности (АСММ) и 14-17 для РУ РИТМ-200С для модернизированных плавучих энергоблоков (МПЭБ).

Каждый тип активных зон обладает рядом специфических особенностей, которые определяют требования по надёжности (ресурс, энергоресурс, манёвренность и т.д.) и безопасности.

В обоснование работоспособности конструкции и ресурсных характеристик выполнен обширный комплекс расчетов с использованием верифицированных и аттестованных расчетных кодов и опытно-конструкторских работ (ОКР) на стендовой базе АО «ОКБМ Африкантов», а также многолетние реакторные испытания в реакторных установках атомных ледоколов, на петлевых установках исследовательского ядерного реактора и последующие послереакторные исследования в АО «ГНЦ НИИАР».

В настоящее время ведется разработка технических проектов активных зон для плавучего энергоблока (ПЭБ) с РУ РИТМ-400М (арктическое исполнение) и оптимизированного плавучего энергоблока (ОПЭБ) с РУ РИТМ-200М (южное исполнение).

Представленные активные зоны имеют запас к широкой вариативности характеристик и функционального применения.

Ключевые слова: ТВС, твэл, ядерное топливо, активная зона, АСММ, МПЭБ, ПЭБ, ОПЭБ, УАЛ.

REACTOR CORE DEVELOPMENT FOR SNPP AND FPU CURRENT STATUS AND DEVELOPMENT TRENDS

A.I. Romanov, V.Yu. Papotin, M.Yu. Tuturkin
«OKBM» JSC Afrikantov

The Russian Federation, acting through ROSATOM, is rapidly developing small and medium-sized nuclear power industry on the basis of Small Modular Reactors (SMR). This segment of power industry is primarily aimed at supplying electric power to remote (including northern and island) territories, as well as areas with decentralized power supply.

At present, the Russian Federation operates the floating power unit «Akademik Lomonosov» with KLT-40S reactor plants and 14-14 cores, and a series of multi-purpose nuclear-powered icebreakers (MNI) with RITM-200 reactor plants and 14-15-1 cores. The designs of the above-stated cores were taken as a basis for the development of the AS-14-15 core of the RITM-200N reactor plant for an SNPP and of the 14-17 core of the RITM-200S reactor plant for an upgraded floating power unit (UFPU), which was completed in 2022.

Each type of the reactor cores has a number of specific features defined by the requirements for reliability (lifetime, stored energy, load following capability, etc.) and safety.

The scope of work performed to justify the design performance capability and the lifetime characteristics includes: extensive calculations using verified and certified computational codes, comprehensive development work at the OKBM's test facilities, as well as years long irradiation tests carried out in the reactors of nuclear icebreakers and in the nuclear research reactor loop-type facilities with subsequent post-irradiation examinations.

The basic design development of the reactor cores for the floating power unit (FPU) with RITM-400M reactor plant (the Arctic version) and for the optimized floating power unit (OFPU) with RITM-200M reactor plant (the Tropical version) is currently underway.

The outlined reactor cores have a reserve for a wide variety of characteristics and functional applications.

Keywords: fuel assembly (FA), nuclear fuel, reactor core, SNPP, UFPU, FPU, OFPU, MNI.

Введение

Вопрос о диверсификации направлений применения атомной энергии поднимается с самого зарождения мирного атома. Малые модульные реакторы (Small Modular Reactor (SMR)) – еще один из многих ответов.

SMR позволят обеспечить электроэнергией самых различных потребителей по всему миру. Область применения данного типа реакторов тем шире, чем более гибкое

производство электроэнергии сможет обеспечить энергоблок. Другое необходимое преимущество – это малые сроки постройки.

Российская Федерация в лице Госкорпорации «Росатом» активно развивает направление малой атомной энергетики на базе SMR. Данный сегмент энергетики нацелен в первую очередь на обеспечение электроэнергией удаленных (в т.ч. северных и островных) территорий, а также районов с децентрализованным энергоснабжением. Этим обуславливается ряд специфических особенностей, присущих активным зонам транспортного направления, которые определяют требования по надёжности (ресурс, энергоресурс, манёвренность и т.д.) и безопасности. В дополнение, каждый конкретный проект предъявляет свои требования к характеристикам активной зоны и её модели эксплуатации, из чего следует необходимость разработки серии активных зон с уникальными характеристиками, имеющих при этом общую проектную базу.

К настоящему моменту в Российской Федерации в эксплуатации находятся плавучий энергоблок «Академик Ломоносов» с РУ КЛТ-40С и активными зонами 14-14, серия универсальных атомных ледоколов (УАЛ) с РУ РИТМ-200 и активными зонами 14-15-1. На базе этих активных зон в 2022 году завершена разработка активной зоны АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н атомной станции малой мощности (АСММ) и 14-17 для РУ РИТМ-200С для модернизированных плавучих энергоблоков (МПЭБ).

Ведется разработка технических проектов активных зон для ПЭБ с РУ РИТМ-400М (арктическое исполнение) и оптимизированного плавучего энергоблока (ОПЭБ) с РУ РИТМ-200М (южное исполнение).

В настоящем докладе представлен обзор кассетных активных зон реакторных установок для малой энергетики, разработанных на базе опыта разработок и эксплуатации ледокольных активных зон, насчитывающего более 60 лет.

РЕАЛИЗОВАННЫЕ ПРОЕКТЫ

Активная зона 14-14 для РУ КЛТ-40С ПЭБ «Академик Ломоносов»

Для обеспечения электрической и тепловой энергией потребителей Чукотского автономного округа разработан и введен в промышленную эксплуатацию в 2020 г. плавучий энергоблок (ПЭБ) «Академик Ломоносов» (рис. 1) с двумя реакторными установками КЛТ-40С и активными зонами 14-14 на базе ТВС кассетного типа.

ПЭБ «Академик Ломоносов» – головной реализованный проект серии мобильных транспортабельных энергоблоков малой мощности. В реакторных установках применены активные зоны кассетной конфигурации. В качестве топлива использован диоксид урана, диспергированный в силуминовой матрице.

Изготовление судна и монтаж осуществлялись в городе Санкт-Петербург [1].

Две активные зоны 14-14 в составе ПЭБ «Академик Ломоносов» на май 2023 г. суммарно за период работы 43 100 ч выработали 3,26 ТВт·ч.



Рис. 1. ПЭБ «Академик Ломоносов»

Активная зона 14-15-1 для РУ РИТМ-200 УАЛ

В развитие решений, использованных на ПЭБ «Академик Ломоносов», создана активная зона 14-15-1 для РУ РИТМ-200 с увеличенным энергоресурсом, сроком службы и мощностью для серии универсальных атомных ледоколов (УАЛ) (рис. 2), призванных обеспечить обслуживание Северного морского пути, изучение и развитие Арктики.

На начало 2023 г. введены в эксплуатацию 3 УАЛ: «Арктика», «Сибирь», «Урал»; в стадии строительства еще 4 УАЛ: «Якутия», «Чукотка», «Камчатка» и «Сахалин».

Шесть активных зон 14-15-1 в составе УАЛ «Арктика», «Сибирь» и «Урал» на май 2023 г суммарно за период работы 73 000 ч выработали 4,47 ТВт·ч.



Рис. 2. УАЛ «Арктика»

ПРОЕКТЫ В СТАДИИ РЕАЛИЗАЦИИ

Активная зона АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н АСММ

Актуальность

В 2022 году на базе выполненных работ по созданию активных зон 14-14 для ПЭБ «Академик Ломоносов» и технических решений 14-15-1 для УАЛ для задач стабильного энергоснабжения отдаленных регионов в длительной перспективе завершена разработка технического проекта активной зоны АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н атомной станции малой мощности (АСММ) (рисунок 3), предназначенной для энергоснабжения северной территории республики Саха (Якутия).

Задача головной АСММ – обеспечение электроэнергией энергопотребителей Якутии, в том числе золото-медного месторождения Кючус.

Референтность

Активные зоны-аналоги – кассетные активные зоны 14-14 РУ КЛТ-40С для ПЭБ «Академик Ломоносов», 14-15-1 РУ РИТМ-200 для УАЛ.

Особенности проекта

В соответствии с требованиями утвержденных технических заданий активная зона АС-14-15 удовлетворяет условиям нераспространения ядерных материалов и технологий, обладает повышенными энергоресурсными и мощностными характеристиками.

Для обеспечения требования по увеличению кампании разработана и применена ТВС с увеличенной до 1650 мм высотой активной зоны.

Проект выполнен АО «ОКБМ Африкантов» совместно с АО «ВНИИНМ», АО «МСЗ», АО «ГНЦ НИИАР», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» при научном руководстве НИЦ «Курчатовский институт».

Заказчик – АО «ТВЭЛ».

ТВС

В активной зоне применяется ТВС АС-14-15 кассетного типа с габаритной длиной, равной 2124 мм, и размером «под ключ», равным 98,5 мм.

Основные характеристики активной зоны АС-14-15

Основные характеристики активной зоны АС-14-15 представлены в табл. 1.

Таблица 1

Основные характеристики активной зоны АС-14-15

Характеристика	Значение
Назначенный энергоресурс, ТВт·ч	8,0
Топливо	Диоксид урана в силуминовой матрице
Удельная энергонапряженность, МВт/м ³	65,5
Обогащение урана (максимальное/среднее), %	19,5/19,1
Масса урана-235, кг	689,9
Масса урана, кг	3608,8
Удельный расход урана-235, г/МВт·сут	2,07
Средняя/максимальная глубина выгорания топлива, г/см ³	0,58/1,04
Максимальный флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ, 10^{22} н/см ²	2,50
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	3264
Температура теплоносителя на входе/выходе из реактора, °С	283/321
Давление в первом контуре, МПа	15,7
Средняя/максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, Вт/см	81,8/243
Минимальный запас до критической мощности, $\beta N_{кр}$:	
– в номинальных условиях;	1,98
– с учетом отклонений параметров;	1,70
– в проектных авариях.	1,40
Максимальная температура оболочки твэла в номинальных условиях, $t_{об}$, °С	349

Этапы проекта

2018 г. – обливочный проект.

2019-2022 гг. – разработка технического проекта активной зоны с выполнением комплекса ОКР.

2028 г. – запланированная дата пуска пилотной АСММ на территории России.

Обливочный проект атомной станции малой мощности представлен на рис. 3.



Рис. 3. АСММ

Активная зона 14-17 для РУ РИТМ-200С МПЭБ

Актуальность

Также в обеспечение электроэнергией удаленных энергопотребителей Крайнего Севера и Дальнего Востока, в том числе Баимского ГОК в Чукотском автономном округе, в 2022 году завершена разработка технического проекта активной зоны 14-17 для РУ РИТМ-200С для модернизированных плавучих энергоблоков (МПЭБ) (рисунок 4). Основным отличием проекта МПЭБ от ПЭБ «Академик Ломоносов» является усовершенствованная активная зона с реакторной установкой.

На 2023 г. в процессе строительства находятся 2 МПЭБ с 4 РУ РИТМ-200С, корпуса для которых изготавливаются на китайской верфи Wison (Nantong) Heavy Industry Co Ltd. Еще 2 МПЭБ запланированы к постройке в ближайшее время. В активной фазе – проработка вопросов тиражирования МПЭБ в качестве устойчивых источников энергоснабжения газовых и нефтяных месторождений.

Референтность

Активные зоны-аналоги – кассетные активные зоны 14-14 РУ КЛТ-40С для ПЭБ «Академик Ломоносов», 14-15-1 РУ РИТМ-200 для УАЛ, АС-14-15 РУ РИТМ-200Н.

Особенности проекта

В основу проекта активной зоны 14-17 РУ РИТМ-200С для МПЭБ положен опыт создания и эксплуатации кассетных активных зон 14-14 для ПЭБ «Академик Ломоносов» с РУ КЛТ-40С, активных зон 14-15-1 для УАЛ с РУ РИТМ-200, результатов ОКР, выполненных в рамках технического проектирования активной зоны АС-14-15 для АСММ с РУ РИТМ 200Н, а также опыт разработки, изготовления, испытаний и эксплуатации ледокольных активных зон.

Главное различие в характеристиках активных зон 14-17 и АС-14-15 – тип применяемого топлива.

ТВС

В активной зоне применяется ТВС 14-17 кассетного типа с габаритной длиной, равной 2124 мм, и размером «под ключ», равным 98,5 мм.

Оценка экономического и экологического эффектов

Коэффициент потенциального экономического эффекта на всем жизненном цикле МПЭБ с активной зоной 14-17 составит ~3,1 к единице затрат.

При располагаемом применении МПЭБ в качестве источника электроэнергии Баймского ГОК суммарный потенциальный экономический эффект при сравнении с энергоисточниками на дизельном топливе ~3 млрд \$, с энергоисточниками на угле и СПГ ~0,5 млрд \$ [2].

Основные характеристики активной зоны 14-17

Основные характеристики активной зоны 14-17 представлены в табл. 2.

Таблица 2

Основные характеристики активной зоны 14-17

Характеристика	Значение
Назначенный энергоресурс, ТВт·ч	8,0
Топливо	Интерметаллид урана в силуминовой матрице
Удельная энергонапряженность, МВт/м ³	68,3
Обогащение урана (максимальное/среднее), %	49,0/46,9
Масса урана-235, кг	704,8
Масса урана, кг	1545,9
Удельный расход урана-235, г/МВт·сут	2,11
Средняя/максимальная глубина выгорания топлива, г/см ³	0,62/0,90
Максимальный флюенс нейтронов с E > 0,1 МэВ, 10 ²² н/см ²	2,49
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	3256
Температура теплоносителя на входе/выходе из реактора, °С	282/321
Давление в первом контуре, МПа	15,7
Средняя/максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, Вт/см	85,5/219
Минимальный запас до критической мощности, nN _{кр} :	
- в номинальных условиях;	1,66
- с учетом отклонений параметров;	1,42
- в проектных авариях.	1,17
Максимальная температура оболочки твэла в номинальных условиях, t _{об} , °С	349

Этапы проекта

2021-2022 гг. – разработка технического проекта активной зоны.

2027 г. – запланированная дата пуска головного МПЭБ.



Рис. 4. МПЭБ

ПРОЕКТЫ В СТАДИИ РАЗРАБОТКИ

Активная зона для РУ РИТМ-400М ПЭБ «Арктическое исполнение»

Плавучий энергоблок «Арктическое исполнение» (рисунок 5) предназначен для реализации проекта энергообеспечения комплекса по производству, хранению и отгрузке СПГ и газового конденсата ООО «Глобалтэк» [3].

Принципиальным отличием ПЭБ с РУ РИТМ-400М является увеличение единичной мощности активной зоны и энергоблока соответственно.

Этапы проекта

2022-2024 гг. – разработка технического проекта активной зоны.



Рис. 5. ПЭБ

Активная зона для РУ РИТМ-200М ОПЭБ «Южное направление»

Проект оптимизированного плавучего энергоблока (ОПЭБ) «Южное направление» (рисунок 6) проработан на базе компоновочных решений проекта МПЭБ и предназначен для обеспечения электроэнергией в основном островных территорий в южных широтах земного шара. Увеличены срок службы и межремонтный период основного оборудования за счет минимальных конструктивных изменений судна.

Этапы проекта

2023-2025 гг. – разработка технического проекта активной зоны.



Рис. 6. ОПЭБ

Верификация активных зон

Научно-техническая база разработки

В конструкции активных зон использованы материалы, референтные элементы и конструкторские принципы, неоднократно отработанные и испытанные в активных зонах-аналогах, в т.ч. ледокольных.

По результатам анализа опыта многолетней эксплуатации различных активных зон накоплена уникальная база знаний, позволяющая гарантировать безопасность и работоспособность применяемых конструкторских решений.

На примере активной зоны АС-14-15 на рис. 7 представлена проектная база и техническая основа для обоснования активных зон.

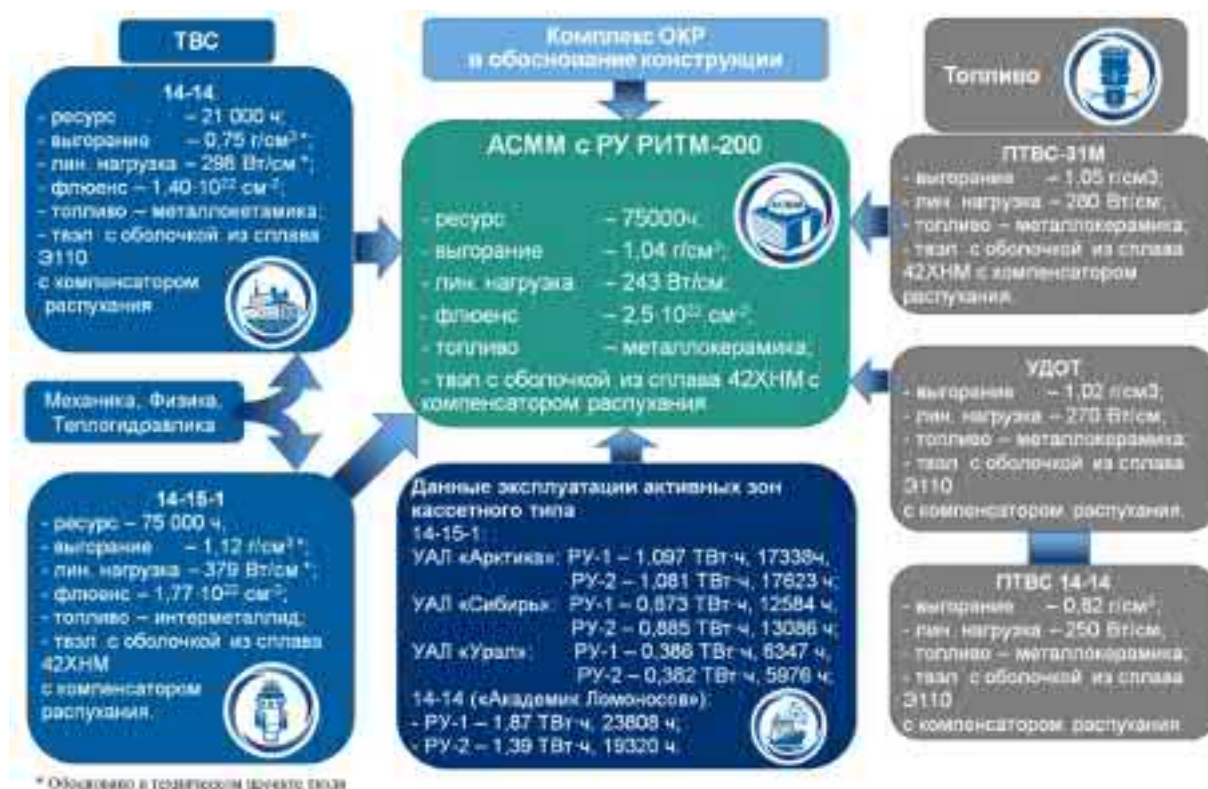


Рис. 7. Проектная база и техническая основа а.з. АС-14-15

Расчетное обоснование проектов

В процессе разработки технических проектов активных зон производились нейтронно-физические, теплогидравлические и прочностные расчеты с применением верифицированных и аттестованных расчетных кодов при максимальном использовании опыта проектирования активных зон транспортных реакторов.

В проектах предусмотрены системы компенсации реактивности и аварийной защиты, обеспечивающие перевод активной зоны в подкритическое состояние в любой момент кампании.

Компенсация реактивности осуществляется стержнями с выгорающим поглотителем на основе гадолия в пучке твэла и подвижными управляющими стержнями на основе титаната диспрозия и карбида бора.

Важнейшими результатами разработки активных зон является увеличение энергоресурса разработанных активных зон АС-14-15 для АСММ и 14-17 для МПЭБ до 8,0 ТВт·ч, при объеме активной зоны менее 3 м³.

В дополнение к расчетному обоснованию разработаны 3D-модели ТВС, включая её элементы и составные части активной зоны.

Принципиальная схема активных зон (на примере АС-14-15) приведена на рис. 8.

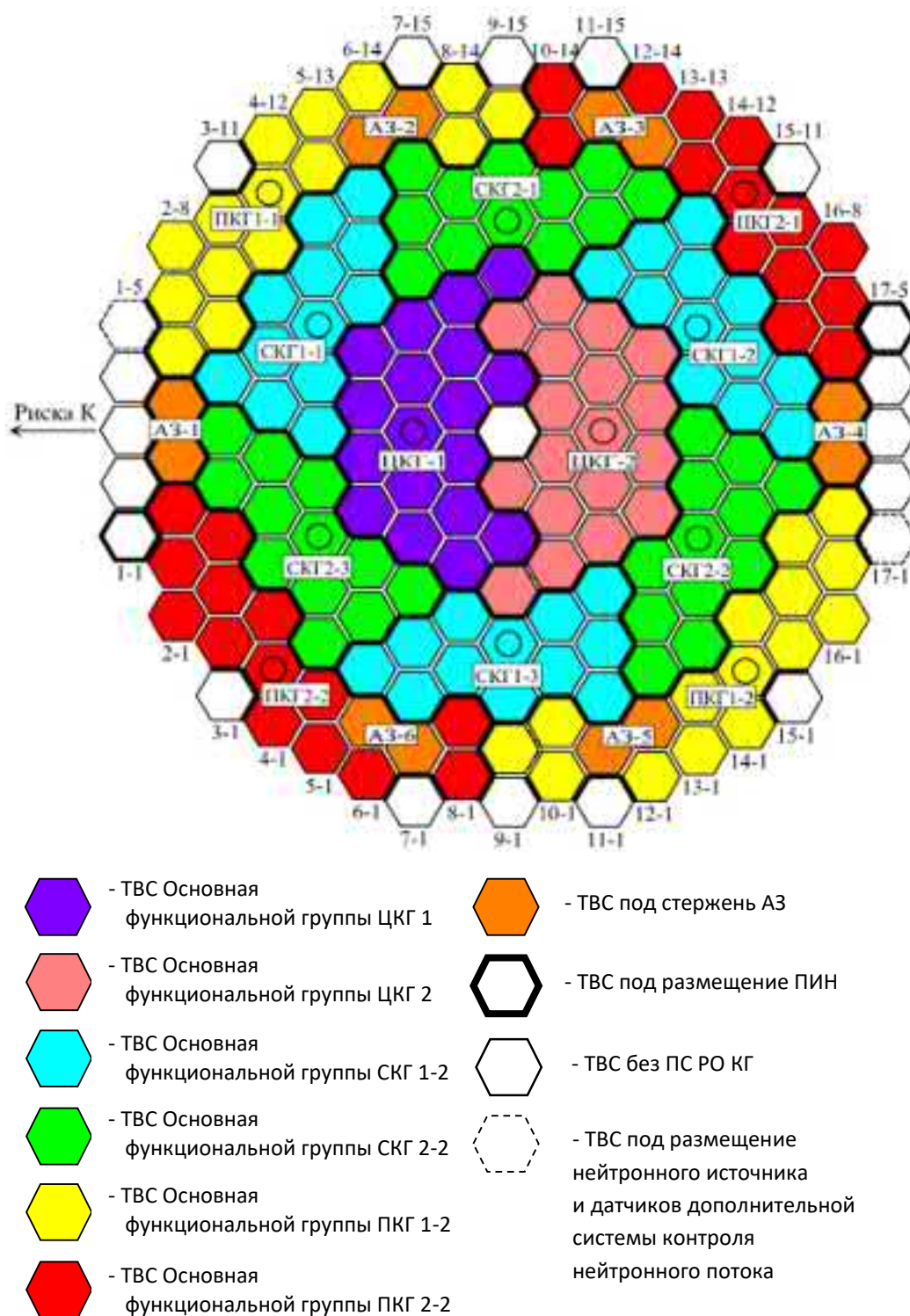


Рис.8. Схема активной зоны АС-14-15

Принципиальный вид компоновки активных зон приведен на рис. 9.

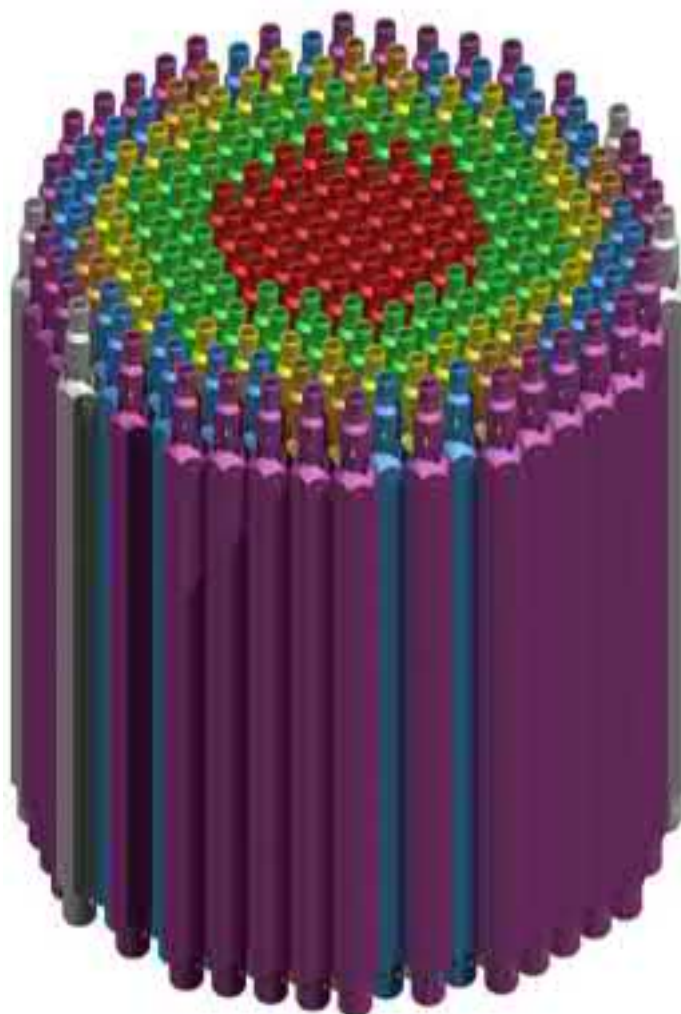


Рис. 9. Принципиальный вид компоновки активных зон

Для обеспечения требований ТЗ для АСММ разработана и применена ТВС кассетного типа на базе ТВС активных зон 14-15-1 РУ РИТМ-200 УАЛ и 14-14 РУ КЛТ-40С ПЭБ «Академик Ломоносов».

Применение кассетной ТВС обеспечивает:

– повышение ураноемкости благодаря более эффективному, чем в канальных зонах, использованию объема для размещения твэлов;

– увеличенное проходное сечение теплоносителя и, обусловленное этим, меньшее гидравлическое сопротивление активной зоны и реактора в целом в сравнении с канальными активными зонами;

– улучшение экологических характеристик РУ за счет исключения проблемы многократной замены выемного блока реактора канальных активных зон в связи с его ограниченным ресурсом и, соответственно, исключение проблемы длительного хранения крупногабаритных высокоактивных РАО.

В развитие технических решений по ТВС 14-14 для ПЭБ «Академик Ломоносов», с учетом разработки ТВС 14-15-1 для УАЛ, в активных зонах перспективных проектов (АСММ, МПЭБ, ОПЭБ) применены следующие технические решения:

- используется освоенное интерметаллидное/диоксидное топливо (в зависимости от назначения – внутреннего/экспортного);
- используется ТВС с увеличенной до 1650 мм высотой активной зоны в обеспечение повышенной кампании;
- используется гладкоцилиндрический ТВЭЛ с увеличенной толщиной оболочки 0,3 мм из коррозионностойкого «толерантного» сплава 42ХНМ;
- применен стальной компенсатор распухания топливной композиции как более технологичный в процессе переработки брака производства, а также переработки ОЯТ.

Экспериментальное подтверждение конструкции

В обоснование работоспособности конструкции и ресурсных характеристик выполнен обширный комплекс опытно-конструкторских работ на стендовой базе АО «ОКБМ Африкантов», а также многолетние реакторные испытания в РУ атомных ледоколов, на петлевых установках исследовательского ядерного реактора «МИР» и последующие послереакторные исследования в АО «ГНЦ НИИАР».

Руководствуясь идеей развития первоначальных принципов конструкции топливной сборки 14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов», используя существующую экспериментальную базу, была разработана топливная сборка 14-15-1 УАЛ с более совершенными узлами конструкции.

ТВС активных зон АС-14-15 для АСММ, 14-17 для МПЭБ, 14-18 для ПЭБ с РУ РИТМ-400М и 14-19 ОПЭБ (рисунок 10 б) во многом аналогичны и схожи с ТВС активных зон 14-14 для ПЭБ «Академик Ломоносов» и 14-15-1 для УАЛ (рисунок 10 а). Поэтому научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР) по обоснованию конструкции ТВС активных зон 14-14 и 14-15-1 были использованы для обоснования конструкторской надежности последующих проектов. НИОКР проводились на макетах ТВС, опытных ТВС, различного рода имитаторах и моделях ТВС и её узлов.

Данные НИОКР включали в себя:

- ресурсно-гидравлические испытания;
- гидравлические испытания;
- термоциклические испытания;
- комплексные механические испытания;
- испытания на ударостойкость;
- реакторно-механические испытания;
- теплофизические испытания;
- аэродинамические испытания;
- испытания с имитационной активной зоной;

- исследования распределения расхода теплоносителя на входе в активную зону;
- автоклавные испытания макетов СВП и ПЭЛ на устойчивость от внешнего давления;
- анализ распределений температур теплоносителя РУ РИТМ-200.

Для обоснования увеличенного на 450 мм габаритного размера ТВС активных зон АС-14-15 для АСММ, 14-17 для МПЭБ, 14-18 для ПЭБ и 14-19 ОПЭБ, в 2021-2022 году в рамках технического проекта активной зоны АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н выполнен комплекс ОКР по экспериментальному исследованию в подтверждение надежности работоспособности ТВС увеличенной длины. Результаты данных исследований также использовались в обоснование конструкции ТВС 14-17 ввиду их конструктивной идентичности.

В ходе проведения НИОКР в рамках разработки технического проекта активной зоны АС-14-15 увеличенной длины для подтверждения принятых решений был проведен обширный комплекс испытаний:

1) **Комплекс механических испытаний** на стенде Л-1367 КМИ ТВС с изогнутым чехлом ТВС показал, что:

- при сбросе ПС РО КГ под действием собственного веса входил в изогнутый центральный вытеснитель;
- усилие извлечения ПС РО КГ при изгибе ТВС увеличивается незначительно, усилие страгивания ПКГ меньше величины усилия, развиваемого приводом;
- усилие расцепления шарикового замка изогнутой ТВС меньше усилия, развиваемого домкратом при подрыве ТВС.

Комплексные механические испытания подтвердили работоспособность ТВС при имитации длительных радиационных и тепловых воздействий, превышающих штатные рабочие условия.

2) **Гидравлические и термоциклические испытания** ТВС проведены на стенде Л-800. Получены гидравлические характеристики ТВС, использованные в теплогидравлическом проекте активной зоны. Результаты термоциклических испытаний подтвердили работоспособность конструкции в условиях термоциклирования теплоносителя при имитации воздействия тепловых ударов (при срабатывании АЗ);

3) **Комплекс реакторно-механических испытаний**, имитирующих работу ТВС в реакторе, проведен на стенде СТ-1125. Многократная проверка работы узлов сцепления/расцепления ТСУ с ПС РО КГ, а также шарикового замка подтвердила их работоспособность;

4) **Ударно-динамические испытания** ТВС на стенде СТ-675 (копер К-4000). Результаты испытаний на ударостойкость подтвердили обоснованность принятых технических решений и способность конструкции ТВС выдерживать динамические инерционные нагрузки в условиях транспортирования без разрушений и нарушений работоспособности, а также подтвердили качество изготовления ТВС.

5) **Испытания на сейсмостойкость** на стенде ВС-2К-1000. Результаты свидетельствуют о сохранении ТВС работоспособности после прохождения ПЗ и выполнении функций, связанных с обеспечением безопасности, после прохождения МРЗ.

6) **Ресурсно-гидравлические испытания** проведены в два этапа (суммарно в течение 2035 ч) на стендах Л-800 и Л-1367РГС. Испытания подтвердили ресурсную надежность конструкции, отсутствие каких-либо повреждений и фреттинг-износа элементов.

Комплекс проведённых испытаний позволил обосновать ресурсную работоспособность и надёжность конструкции ТВС, её элементов и узлов в течение назначенных показателей долговечности и применительно к условиям эксплуатации активных зон для АСММ, МПЭБ, ПЭБ и ОПЭБ. Недопустимых повреждений и разрушений элементов не обнаружено.

Унификация элементов

При разработке конструкции активной зоны по возможности максимально использовались комплектующие изделия и материалы, предусмотренные национальными и отраслевыми стандартами.

Конструкции активных зон АС-14-15 для АСММ, 14-17 для МПЭБ, 14-18 для ПЭБ и 14-19 ОПЭБ максимально унифицированы по конструктивным элементам, примененным в базовой активной зоне 14-15-1 РУ РИТМ-200 для УАЛ. В активных зонах АС-14-15 и 14-19 применено аналогичное топливо, как в активной зоне 14-14 для ПАТЭС «Академик Ломоносов». В активных зонах 14-17 и 14-18 применено аналогичное топливо, как в активной зоне 14-15-1 для УАЛ.

Тепловыделяющие сборки всех кассетных активных зон используют аналогичные узлы и общие технические решения. Внешний вид ТВС 14-14, 14-15-1 соответствует рис. 10 а, внешний вид ТВС АС-14-15, 14-17, 14-18 и 14-19 соответствует рис. 10 б.

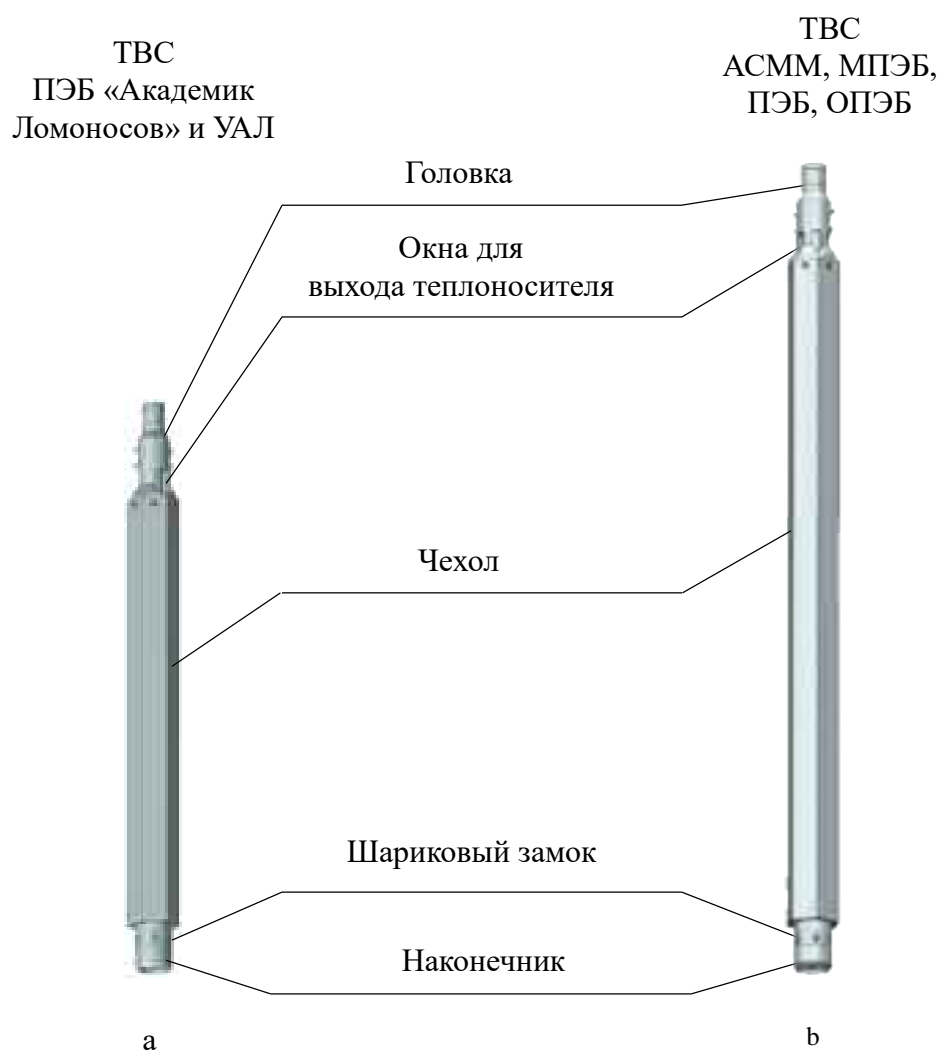


Рис. 10. ТВС

Сечение кассетной ТВС (на примере ТВС АС-14-15) представлено на рис. 11.

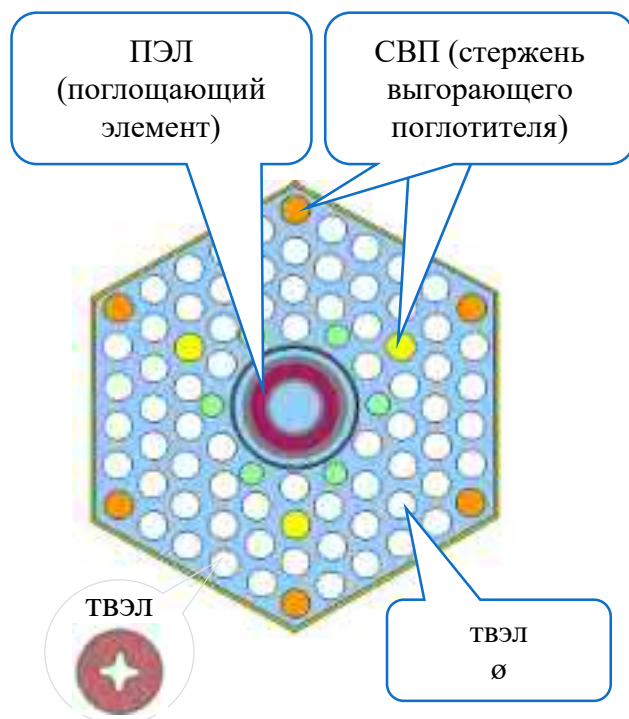


Рис. 11. Сечение ТВС АС-14-15

При разработке элементной базы кассетных активных зон также следуют принципу межпроектной унификации составных частей активных зон для их технической совместимости и взаимозаменяемости. Зарекомендовавшие себя конструктивные решения во многом наследуются с предшествующих кассетных и канальных активных зон.

Элементы кассетных активных зон представлены на рис. 12-15.

СВП

Для компенсации запаса реактивности на выгорание и в обеспечение физического профилирования по радиусу и высоте активной зоны используются гладкостержневые СВП наружным диаметром $6,9 \times 0,3$ мм и $6,3 \times 0,25$ мм с выгорающим поглотителем на основе гадолиния в оболочке из сплава 42ХНМ и борные СВП, представляющие собой борированные прутки диаметром 6,3 мм (содержание бора в сплаве – 0,38 % вес).



Рис. 12. СВП

ПИН

Для контроля мощности реактора после останова и для улучшения условий пуска реактора используются ПИН. Эффективность ПИН подтверждена экспериментально на стенде, где длительность контроля мощности заглушенного реактора осуществлялась около 100 суток и на ледоколе, где длительность контроля мощности остановленного реактора (при глубокой подкритичности) осуществлялась до 200 суток.

Таблетки
Sb-Be



Рис. 13. ПИН

ПС РО КГ

Для компенсации части запаса реактивности активной зоны на выгорание, температурного и мощностного эффектов реактивности используется система компенсации реактивности. Количество РО КГ, включающих поглощающие стержни, индивидуально в каждом проекте активных зон и зависит от количества ТВС.

Порошки
D



Рис. 14. ПС РО КГ

Стержень АЗ

Стержень аварийной защиты используется для перевода активной зоны в подкритическое состояние по сигналам АЗ и компенсации мощностного эффекта и части температурного. Количество стержней АЗ индивидуально в каждом проекте активных зон и зависит от количества ТВС.



Рис. 15. Стержень АЗ

Цель унификации

Унификация элементов всех активных зон позволяет повысить серийность операций выпуска изделий и, как следствие, удешевить производство, сократить время на его подготовку, уменьшить количество брака и сократить номенклатуру запасных частей.

Обоснование топлива

Диоксидное топливо для активных зон 14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов», АС-14-15 АСММ и 14-19 ОПЭБ

Базой для расчетно-экспериментального обоснования диоксидного топлива являлись реакторные испытания в АО «ГНЦ НИИАР» в реакторе МИР и впоследствии разработка и эксплуатация данного топлива для активной зоны 14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов».

Тип топлива – UO_2 + силумин.

Обогащение по урану не более 20%.

Материал оболочки твэл АСММ и ОПЭБ – сплав 42ХНМ, ПЭБ «Академик Ломоносов» – цирконий.

Материал компенсатора – цирконий (14-14), сталь (АС-14-15 и 14-19).

В рамках обоснования дисперсионного топлива для активной зоны 14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов» были проведены испытания в АО «ГНЦ НИИАР» в реакторе МИР ПТВС 14-14 с циркониевыми оболочками твэла (выгорание $0,82 \text{ г/см}^3$) с последующим дооблучением твэла в специальном устройстве УДОТ (выгорание $1,02 \text{ г/см}^3$). Продолжительность испытаний составила 966 суток (время работы на мощности) при максимальной линейной мощности твэла $\sim 270 \text{ Вт/см}$. По результатам испытаний работоспособность твэла полностью подтверждена.

В 2012-2018 гг. для обоснования работоспособности, прогнозирования ресурсных характеристик ТВС для активных зон РУ типа РИТМ-200 и других перспективных установок (в том числе активных зон для РУ РИТМ-200Н и РУ РИТМ-200М) в реакторе МИР в условиях, приближенных к эксплуатационным условиям, проведены реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки с твэлами, аналогичными по конструкции твэлам активной зоны АС-14-15, и топливной композицией на основе UO_2 . Продолжительность испытаний составила 1259 суток (время работы на мощности) с параметрами, соответствующими эксплуатационным (максимальная линейная мощность твэл $\sim 280 \text{ Вт/см}$, расчетное максимальное накопление осколков деления составило $1,05 \text{ г/см}^3$ ($\sim 150 \text{ МВт}\cdot\text{сут/кгU}$). Результаты ревизии подтвердили работоспособность твэл в условиях работы активной зоны АС-14-15.

На данный момент более 50 000 твэл с оболочками из сплава 42ХНМ отработали без разгерметизации в активных зонах атомных ледоколов и наземных стендов.

Изготовление и контроль твэлов АС-14-15 будут проводиться по унифицированному технологическому процессу АО «МСЗ» для твэла-прототипа 14-15-1 с учетом его максимальной автоматизации.

Интерметаллидное топливо для активных зон 14-15-1 УАЛ, 14-17 МПЭБ и 14-18 ПЭБ

Базой для расчетно-экспериментального обоснования интерметаллидного топлива МПЭБ являлась разработка данного топлива для активной зоны 14-15-1 УАЛ.

Топливо прошло полный цикл испытаний, включающий испытания в петлевых ТВС исследовательских реакторов, массовые испытания и эксплуатацию в условиях ледокольных активных зон и послереакторные исследования.

Для обоснования работоспособности, прогнозирования ресурсных характеристик ТВС для активных зон РУ типа РИТМ-200 и других перспективных установок (в том числе активных зон для РУ РИТМ-200С и РУ РИТМ-400М) в реакторе МИР проведены реакторные испытания в течение 959 суток (время работы на мощности) и послереакторные исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки с твэлами, аналогичными по конструкции твэлам активной зоны 14-17, и интерметаллидной топливной композицией в силуминовой матрице.

Твэлы-прототипы, аналогичные твэлам 14-17 по конструкции, технологии и по применяемым материалам, прошли полный цикл испытаний, включающий испытания в петлевых ТВС исследовательских реакторов, массовые испытания и эксплуатацию в условиях ледокольных активных зон.

Оболочка твэла

В качестве материала оболочки твэла используется уникальный сплав 42ХНМ. Это обусловлено следующими его достоинствами:

- высокая длительная деформационная способность в области рабочих температур;
- стойкость к радиационному охрупчиванию и сохранение высоких кратковременных пластических характеристик под облучением в области рабочих температур;
- уникальная высокая коррозионная стойкость [4];
- подтвержденная работоспособность в реальных условиях работы на атомных ледоколах и петлевых установках реактора МИР.

Дальнейшие направления работ

В обоснование лицензирования диоксидного топлива для российского и международных рынков запланированы работы по расширению экспериментальной базы данных по вышеприведенному типу топлива, в числе которых:

- исследование оставшихся в АО «ГНЦ НИИАР» твэлов ПТВС-31М с целью пополнения данных по структуре облученного топлива и его теплопроводности;
- участие совместно с АО «НИИ НПО «ЛУЧ» и ИБРАЭ РАН в работах по экспериментальным и расчетным исследованиям топлива в режимах, имитирующих тяжёлую аварию.

Для решения задачи нормативного обеспечения проекта РУ РИТМ-200Н в области безопасности продолжаются работы в рамках межотраслевой рабочей группы в соответствии с «Дорожной картой (планом мероприятий) внесения изменений в

ФНП и разработки документов по стандартизации по проекту АСММ с РУ РИТМ-200Н» при участии 12 организаций.

Также исследуется возможность применения новых типов «толерантного» ядерного топлива, в том числе уран-силицидного. Запланированы реакторные испытания и послереакторные исследования данного топлива с целью его применимости в проекте АСММ с РУ РИТМ-200Н с целью увеличения кампании активной зоны и в обеспечение повышения устойчивости топлива в аварийных ситуациях (совместно АО «ОКБМ Африкантов», АО «ВНИИНМ» и АО «ГНЦ НИИАР»).

С целью улучшения технико-экономических характеристик ПЭБ «Академик Ломоносов» АО «ОКБМ Африкантов» совместно с Концерном «Росэнергоатом» и АО «ТВЭЛ» рассматривается возможность разработки активной зоны 14-14-1М для эксплуатации на протяжении дальнейшего этапа жизненного цикла энергоблока.

Применение активных зон 14-14-1М при дальнейшей эксплуатации ПЭБ «Академик Ломоносов» позволит:

- уменьшить в 1,5 раза число необходимых активных зон до конца срока эксплуатации ПЭБ «Академик Ломоносов»;
- сократить в 1,5 раза объем ОЯТ;
- снизить стоимость вырабатываемой энергии на дальнейшем этапе жизненного цикла на ~6%;
- сократить суммарные затраты на ядерное топливо за 40 лет эксплуатации на ~25%.

Для использования модернизированной активной зоны не требуется каких-либо доработок РУ и другого оборудования.

Основные параметры активной зоны 14-14-1М в сравнении с 14-14 представлены в табл. 3.

Таблица 3

Сравнение параметров активных зон

Наименование параметра	14-14	14-14-1М
Количество ТВС, шт.	121	
Высота активной зоны, мм	1200	
Тип топлива	UO ₂ + силумин	
Энергоресурс, ТВт·ч	2,1	3,1
Кампания, ч	14 000	20 666
Ресурс, ч	21 000	75 000
Срок службы, год	3	10
Максимальное обогащение по U ²³⁵ , %	15,7	19,5
Материал оболочки ТВЭЛ	Сплав Э110	Сплав 42ХНМ

Выводы

Все активные зоны, перечисленные в данном докладе, являются судовыми и обладают рядом специфических особенностей по сравнению с активными зонами стационарных энергетических реакторов:

- обладают большей маневренностью;
- отсутствуют частичные перегрузки (активные зоны загружаются целиком в начале кампании и полностью выгружаются при перегрузке);
- обладают высокими значениями назначенного ресурса и срока службы;
- обладают уникальными конструктивными решениями, в том числе твэлов.

В обоснование работоспособности конструкции и ресурсных характеристик этих активных зон выполнен обширный комплекс расчетов с использованием верифицированных и аттестованных расчетных кодов и опытно-конструкторских работ (ОКР) на стендовой базе АО «ОКБМ Африкантов», а также многолетние реакторные испытания в реакторных установках атомных ледоколов, на петлевых установках исследовательского ядерного реактора и последующие послереакторные исследования.

Стоит отметить, что активная зона АС-14-15 является первой в отечественной истории активной зоной судового типа, спроектированной для использования в составе наземной атомной станции малой мощности. Она позволит обеспечить выполнение стратегической задачи по выработке электроэнергии для стабильного энергоснабжения Усть-Янского района и других удаленных энергопотребителей северной территории Якутии.

В табл. 4 приведены наиболее значимые параметры эксплуатирующихся и разрабатываемых кассетных активных зон

Таблица 4

Сравнение параметров активных зон

Наименование	14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов» КЛТ-40С	14-15-1 УАЛ РИТМ-200	14-17 МПЭБ РИТМ-200С	АС-14-15 АСММ РИТМ-200Н	14-19 ОПЭБ [3] РИТМ-200М	14-18 ПЭБ [3] РИТМ-400М
Тип активной зоны	Кассетная	Кассетная	Кассетная	Кассетная	Кассетная	Кассетная
Номинальная тепловая мощность, МВт	150	175	198	190	198	340
Электрическая мощность реакторной установки, МВт	35	36	58	55	58	95

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ.
Серия: Материаловедение и новые материалы. 2023. Выпуск 5 (121)

Наименование	14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов» КЛТ-40С	14-15-1 УАЛ РИТМ-200	14-17 МПЭБ РИТМ-200С	АС-14-15 АСММ РИТМ-200Н	14-19 ОПЭБ [3] РИТМ-200М	14-18 ПЭБ [3] РИТМ-400М
Ресурс, ч	21 000	75 000	75 000	75 000	75 000	75 000
Энергоресурс, ТВт·ч	2,1	4,5	8	8	11	13,5
Кампания, ч	14 000	25700	40 400	42 100	55 555	39 700
Период между перегрузками, лет	2	7	5	6	10	5
Срок службы а.з., лет	4	12	10	10	10	10
Срок эксплуатации реакторной установки, лет	40	40	40	60	40	40
Число ТВС, шт.	121	199	199	199	241	313
Высота, мм	1200	1200	1650	1650	1650	1650
Диаметр а.з., мм	1220	1566	1566	1566	1715	1968
Тип топлива	Диоксид урана в силюмино- вой матрице	Интерметал лид урана в силюмино- вой матрице	Интерметал лид урана в силюминово й матрице	Диоксид урана в силюмино- вой матрице	Диоксид урана в силюмино- вой матрице	Интерметал лид урана в силюминово й матрице
Количество ТВЭЛ в а.з., шт.	8673	9552	13578	13656	16719	21180
Материал оболочки ТВЭЛ	Zr	Сплав 42ХНМ	Сплав 42ХНМ	Сплав 42ХНМ	Сплав 42ХНМ	Сплав 42ХНМ
Стержней АЗ, шт.	6	12	12	12	12	18
ПИН, шт.	2	2	2	2	2	3

Наименование	14-14 ПЭБ «Академик Ломоносов» КЛТ-40С	14-15-1 УАЛ РИТМ-200	14-17 МПЭБ РИТМ-200С	АС-14-15 АСММ РИТМ-200Н	14-19 ОПЭБ [3] РИТМ-200М	14-18 ПЭБ [3] РИТМ-400М
Гильз АЗ, шт.	8	14	14	14	14	21
Гильз термометра, шт.	7	5	14	24	7	15

Основными направлениями развития реакторных установок с активными зонами являются:

- увеличение объема активной зоны;
- повышение экономической эффективности;
- увеличение энергоресурса активной зоны для увеличения интервала между перегрузками;
- увеличение мощности реактора, ресурса и назначенного срока службы основного оборудования;
- создание различных вариантов с широким спектром параметров.

Каждый следующий проект является эволюционным продолжением в области разработок перспективных источников энергии и референтных технологий атомного судостроения.

Как следствие, данные активные зоны обладают всеми преимуществами судовых решений (компактность, маневренность, стойкость к внешним воздействиям, референтность), удовлетворяют требованиям ядерной безопасности и позволяют обеспечить высокие технико-экономические показатели; их работоспособность и безопасность обоснована расчетным, экспериментальным путем и подтверждена успешной эксплуатацией аналогов и прототипов.

Разработанные АО «ОКБМ Африкантов» активные зоны для АСММ и ПЭБ позволят обеспечить выполнение стратегических задач по выработке электроэнергии для стабильного энергоснабжения удаленных энергопотребителей и отдельных территорий Крайнего Севера и Дальнего Востока.

Разработка активных зон для реакторных установок типа РИТМ является важным этапом в развитии нового направления бизнеса Госкорпорации «Росатом» по созданию малой атомной энергетики на базе АСММ и ПЭБ как для внутрироссийский потребностей, так и с перспективой реализации за рубежом.

Список литературы

1. Росатом; Росэнергоатом; станции, филиалы и проекты, <https://www.rosenergoatom.ru/development/innovatsionnye-razrabotki/razrabotka-proektov-aes-s-reaktorami-novogo-pokoleniya/plavuchie-atomnye-teploelektrostantsii-pates/>.
2. А.Э. Конторович, П.Ю. Сорокин: Сборник лауреатов международного конкурса научных, научно-технических и инновационных разработок, направленных на развитие и освоение Арктики и континентального шельфа, 2022 г, С. 53-55. <http://www.technodevelop.ru/arktika>, last accessed 2023.03.13.
3. С.М. Брыкалов, А.С. Балыбердин, Д.А. Нырков, Н.В. Шешина, Е.А. Гуцина: Научный и информационно-аналитический журнал «Арктика: экология и экономика». «Выбор приоритетного варианта плавучего энергоблока по анализу технико-экономических показателей» Т.12, №4, (2022).
4. Картюк Л.А., Новиков В.В., Кулаков Г.В., Коновалов Ю.В., Леонтьева-Смирнова М.В., Голубничий А.А., Иванов С.И., Макаров Ф.В., Глебов А.В. Сплав 42ХНМ и карбид кремния как материал оболочек твэлов, устойчивых к авариям. Атомная энергия, 2021, №130, Т.4, С. 211-215.

УДК 621.039.546.3

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ МНОГОСЛОЙНЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛА НА ОСНОВЕ КОМПОЗИТОВ SiC/SiC

В.И. Румянцев, С.В. Агафонов, М.В. Горбачева, М.А. Юрков
ООО «Вириал», Санкт-Петербург

А.А. Шишкин
АО «ТВЭЛ», Москва

Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, Ф.В. Макаров
АО «ВНИИНМ», Москва

В работе представлены результаты разработки четырехслойной оболочки твэла на основе композитов SiC/SiC. Оболочка состоит из наружного монолитного слоя SiC, матрицы на основе карбида кремния, плетеного каркаса на основе непрерывного волокна с включениями нано-волокон и нитевидных кристаллов карбида кремния.

В работе представлены результаты разработки отдельных технологических операций, которые используются для создания многослойных оболочек твэла: изготовление нановолокон и нитевидных кристаллов карбида кремния; нанесения пироуглеродного покрытия на поверхность нитевидных кристаллов SiC и непрерывного волокна SiC; создания слоя из композита на основе нитевидных кристаллов SiC и карбидокремниевой матрицы с использованием иликерного метода; химического газофазного осаждения наружного монолитного слоя карбида кремния и химической газофазной инфильтрации карбидом кремния пористого каркаса на основе нитевидных кристаллов и плетеного рукава из непрерывных волокон SiC. Исследована микроструктура, плотность и пористость четырехслойной оболочки твэла на основе композитов SiC/SiC.

Ключевые слова: нановолокна, нитевидные кристаллы, карбид кремния, оболочка тепловыделяющего элемента, химическое газофазное осаждение, пироуглеродное покрытие.

DEVELOPMENT OF PROCESSING TECHNOLOGY FOR MULTILAYER FUEL ROD CLADDINGS BASED ON SiC/SiC COMPOSITES

V. Rumyantsev, S. Agafonov, M. Gorbacheva, M. Yurkov

Virial LTD, Saint-Petersburg

A. Shishkin

ТВЕЛ Fuel Company, Moscow

L. Karpyuk, A. Glebov, E. Glebova, F. Makarov

JSC «VNIINM», Moscow

The paper details the results of development of a four-layer fuel rod cladding based on SiC/SiC composites. The cladding comprises an outer monolithic SiC layer, a silicon carbide-based, a continuous-fiber braided frame with SiC nanofibers and whiskers' inclusions.

The paper describes the results of the development of individual processing steps used to create multilayer fuel rod claddings: synthesis of SiC nanofibers and whiskers; deposition of pyrocarbon coating on the surface of SiC whiskers and continuous SiC fibers; creating a layer of composite material based on SiC whiskers and silicon carbide matrix via slip technique; chemical vapor deposition of an outer monolithic SiC layer and silicon carbide infiltration of a porous frame comprising whiskers and a braided sleeve of continuous SiC fibers via chemical vapor infiltration. The research included the study of microstructure, density and porosity of a four-layer fuel rod cladding based on SiC/SiC composites.

Keywords: nanofibers, whiskers, silicon carbide, fuel rod cladding, chemical vapor deposition, pyrocarbon coating.

Введение

Одним из важнейших компонентов конструкции ядерного реактора являются оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛы), работоспособность и надежность которых играет существенную роль как в штатных режимах эксплуатации АЭС, так и в аварийных условиях [1-3]. Карбид кремния (SiC) является кандидатным материалом для устойчивой к авариям оболочки ТВЭЛов для легководных реакторов, так как он сохраняет свои механические свойства при высокой температуре и обладает химической стойкостью при высоких температурах в парах воды [2]. Однако монолитный карбид кремния имеет низкую трещиностойкость (K_{c1} около $5 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$), что не позволяет его использовать для изготовления оболочки ТВЭЛА, так как при экстремальных условиях эксплуатации карбид кремния не сможет обеспечить его геометрическую целостность [4]. В связи с этим используют композиты SiC/SiC на основе непрерывного волокна карбида кремния и карбидокремниевой матрицы, которые по сравнению с монолитным карбидом кремния обладают более высокой трещиностойкостью и псевдопластичностью [4-6].

Композиты SiC/SiC получают с использованием химической газофазной инфильтрации (ХГИ) пористого плетеного каркаса из непрерывных волокон карбида кремния. Этот метод не позволяет достичь низкого уровня пористости менее 5%. В связи с этим один композит SiC/SiC не сможет обеспечить удержание газов деления в оболочке твэла. Поэтому для изготовления оболочки твэлов используют многослойные структуры, которые состоят из прочного композита SiC_{вол}/SiC, промежуточных слоев из композита на основе нитевидных кристаллов карбида кремния и карбидокремниевой матрицы, а также монолитного слоя из карбида кремния [7-13]. Промежуточный слой на основе нитевидных кристаллов карбида кремния и карбидокремниевой матрицы обеспечивает снижение пористости и улучшает теплопроводность [14] за счет заполнения нитевидными кристаллами пустот в пористом каркасе из непрерывных волокон до процесса ХГИ. Этот метод позволяет проводить механическую обработку наружной поверхности оболочки твэлов для обеспечения лучшей шероховатости. Монолитный слой карбида кремния служит непроницаемым барьером для газов, образующихся при делении, и обеспечивает повышенную коррозионную стойкость [15, 16].

Специалистами ООО «Вириал» и АО «ВНИИНМ» предложена схема четырехслойной оболочки твэла (рис. 1). Для изготовления оболочки необходимо было разработать следующие технологии: синтеза нитевидных кристаллов (НК) и нановолокон (НВ) SiC; нанесения пироуглеродного покрытия на поверхность нитевидных кристаллов SiC и непрерывного волокна SiC; создания слоя из композита на основе нитевидных кристаллов SiC и карбидокремниевой матрицы с использованием шликерного метода, химической газофазной инфильтрации пористого каркаса на основе нитевидных кристаллов и плетеного рукава из непрерывных волокон SiC и последующего химического газофазного осаждения (ХГО) наружного монолитного слоя карбида кремния.

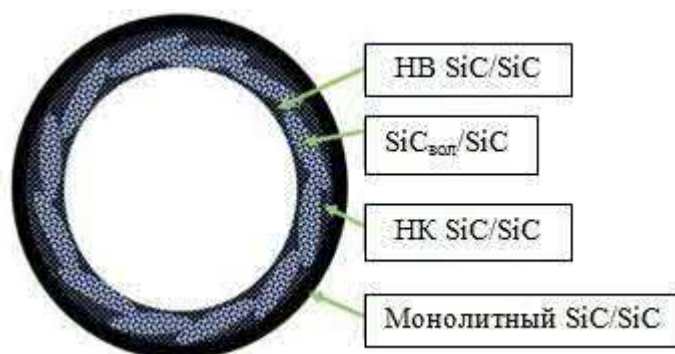


Рис. 1. Схема четырехслойной оболочки твэла

Экспериментальная часть

Синтез нитевидных кристаллов и нановолокон карбида кремния по механизму «газ-жидкость-твердое тело» осуществляли путем термообработки в среде водорода смеси наноразмерных порошков SiO₂ (силикагель марки Аэросил 380), углерода (порошок технического углерода марки N375) в присутствии железного

катализатора в интервале температур от 1300 °С до 1700 °С. Шихтоподготовку проводили исходя из молярного соотношения $C/SiO_2=1$. В качестве катализатора использовали сульфат железа $FeSO_4 \cdot 7H_2O$. Очистку нановолокон и нитевидных кристаллов карбида кремния от железа и оксида кремния осуществляли в 5% – растворе плавиковой кислоты.

Рентгенофазовый анализ нановолокон и нитевидных кристаллов карбида кремния выполняли с помощью рентгенофазового дифрактометра ДРОН-4. Оценку морфологии и геометрических параметров синтезированных нановолокон и нитевидных кристаллов SiC осуществляли при помощи растрового электронного микроскопа (РЭМ) «TESCAN MIRA 3». Содержание кислорода в нановолокнах и нитевидных кристаллах карбида кремния определяли с помощью анализатора азота и кислорода марки LECO TC500 (производитель – Leco Inc., США). Средний диаметр и длина нановолокон SiC были рассчитаны с применением программного обеспечения для анализа изображений (ImageJ, Wayne Rasband) по микрофотографиям, которые получены с использованием растрового электронного микроскопа типа Supra 40 VP, Karl Zeiss. Измерение толщины пленки SiO_2 и пироуглеродного покрытия проводили с помощью просвечивающего электронного микроскопа (ПЭМ) марки Zeiss Libra 200FE. Исследования пористости и построения трехмерных реконструкций четырехслойной оболочки твэла проводились с использованием рентгеновского микротомографа SkyScan 1172.

Нанесение пироуглеродного покрытия на поверхности нитевидных кристаллов, нановолокон и карбидокремниевое волокна осуществляли методом химического газофазного осаждения с использованием газообразного метана марки ВЧ при атмосферном давлении при температурах до 1200 °С. Для нанесения пироуглеродного и монокристаллического карбидокремниевых покрытий использовали установку химического газофазного осаждения, разработанную в ООО «Вириал», с внешним нагревательным элементом из графита.

Для приготовления шликера использовали смесь эпоксидно-диановой смолы с нитевидными кристаллами карбида кремния. В качестве подложки для нанесения шликера и закрепления плетеного рукава использовался графитовый стержень диаметром 9,6 мм и длиной 300 мм. Этот стержень также служил нагревательным элементом при пропускании тока через него в процессе химической газофазной инфильтрации пористого каркаса на основе нитевидных кристаллов, нановолокон и плетёного рукава из карбидокремниевое волокна. Химическую газофазную инфильтрацию волокнистого каркаса и химическое газофазное осаждение монокристаллического покрытия карбида кремния проводили в смеси водорода и метилтрихлорсилана (МТХС).

Плотность образцов четырехслойной оболочки твэла определяли методом гидростатического взвешивания.

Результаты экспериментов и их обсуждение

Одним из простых методов получения неупорядоченных нановолокон карбида кремния диаметром менее 100 нм в виде ватоподобной массы является способ, реализованный по механизму «газ-жидкость-твердое вещество» путем термообработки в среде водорода при температуре 1500 °С в смеси наноразмерных твердофазных SiO₂ (например силикагеля марки Аэросил 380), углерода (например порошка углерода марки N375 или PRINTEX V) и катализатора (например нитратов железа, никеля и кобальта, карбонатов натрия и др.).

Для получения нановолокон и нитевидных кристаллов карбида кремния диаметром до 100 нм был выбран способ выращивания из газовой фазы по механизму VLS (vapor-liquid-solid) – механизм «газ-жидкость-твердое тело»). Особенностью этого процесса является тот факт, что мелкие капли расплавленного металла, присутствующие в реакторе в виде примесей (либо намеренно вводимые в процесс), служат своего рода катализаторами. За счет взаимодействия водорода с сажей при температуре выше 1400 °С в атмосфере водорода в шихте образуется эквимолекулярная смесь монооксидов кремния, углерода, а также низших углеродов. Образовавшаяся газовая смесь контактирует с поверхностью расплава капли с выделением кремния и углерода, которые, растворяясь в объеме капли, приводят ее в состояние «концентрационного переохлаждения», вследствие чего образуется соединение карбида кремния, которое наиболее устойчиво в этих условиях. В ходе непрерывного растворения-осаждения вырастает нановолокно, на вершине которого находится капля металла.

В ООО «Вириал» разработана технология синтеза нановолокон (рис. 2А) и нитевидных кристаллов (рис. 2Б) карбида кремния по механизму «газ-жидкость-твердое тело» путем термообработки в среде водорода в интервале температур до 1700 °С смеси наноразмерных порошков SiO₂ (например силикагеля марки Аэросил 380), углерода (например PRINTEX 80) и железного катализатора. Следует отметить, что диаметры и длину волокнистого материала на основе карбида кремния можно контролировать за счет изменения состава смеси исходных порошковых компонентов и режима синтеза.

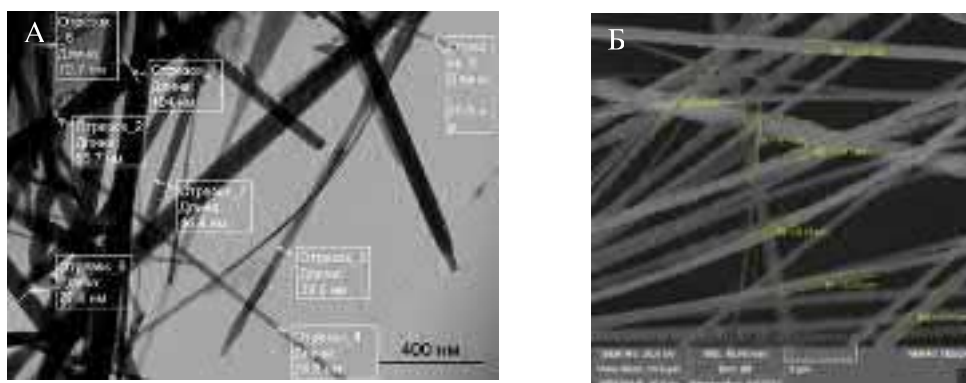


Рис. 2. Фотографии SiC, полученные с помощью просвечивающего электронного микроскопа марки Zeiss Libra 200F: А – нановолокна; Б – нитевидные кристаллы

В результате многочисленных экспериментов были получены НВ и НК SiC с предпочтительными геометрическими параметрами для использования их при разработке технологии изготовления многослойной оболочки твэла.

На рис. 3А представлено изображение нановолокна карбида кремния толщиной около 92 нм, на вершине которого находится капля железа. На рис. 3Б видно, что на поверхности нановолокна SiC присутствует слой SiO₂ толщиной 2,95 нм. Содержание кислорода в синтезированных нановолокнах SiC составляет 4 % масс. После обработки нитевидных кристаллов и нановолокон SiC 5% раствором плавиковой кислоты в течение 5 часов содержание кислорода в нитевидных кристаллах и нановолокнах SiC составляло не более 0,7 % масс.

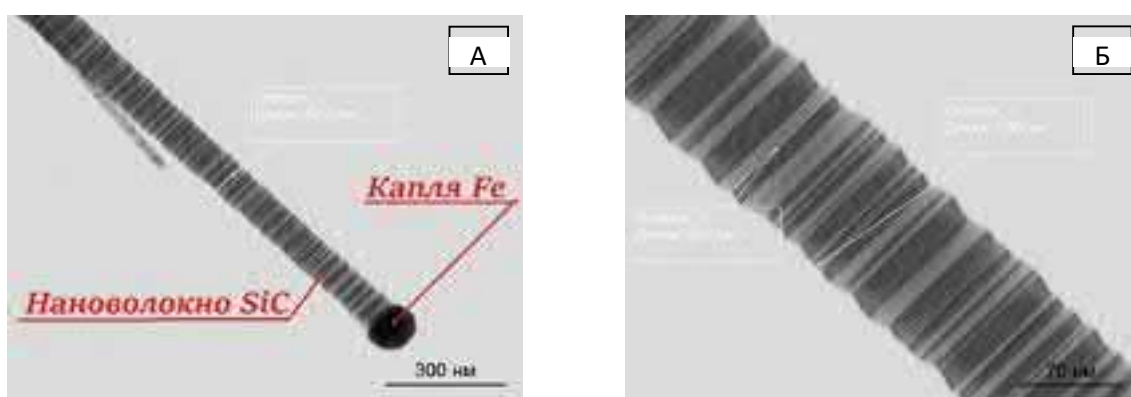


Рис. 3. Микрофотография нановолокна SiC: А – нановолокно SiC с каплей железа; Б – фрагмент нановолокна SiC с пленкой SiO₂

В табл. 1 представлены результаты измерения средней длины и диаметра нитевидных кристаллов и нановолокон SiC (ООО «Вириал», Россия), а также характеристики нитевидных кристаллов SiC фирмы Silar (США).

Таблица 1

Характеристики нитевидных кристаллов SiC

Наименование материала	Характеристика материала		
	Средняя длина, мкм	Средний диаметр, мкм	Содержание SiO ₂ , мас. %
НВ SiC (ООО «Вириал»)	40-50	0,08-0,09	Не более 0,7
НК SiC (ООО «Вириал»)	15-20	0,25-0,30	Не более 0,7
НК SiC (Фирма – Silar, США)	10-12	0,65	0,35-0,75

Для предотвращения хрупкого разрушения композитов SiC/SiC на поверхность НК и НВ SiC необходимо нанести пироуглеродное покрытие. Из литературных источников [17] известно, что трещиностойкость композита SiC/SiC (более 18 МПа·м^{1/2}) достигается при использовании непрерывного волокна с

пироуглеродным покрытием толщиной от 100 до 300 нм. Разработанные в ООО «Вириал» режимы осаждения позволили получить пироуглеродное покрытие на поверхности нитевидных кристаллов и волокон из карбида кремния заданной толщины. На рис. 4А представлена фотография фрагмента нитевидного кристалла SiC с пироуглеродным покрытием толщиной около 30 нм, а на рис. 4Б фотография пироуглеродного покрытия толщиной около 110 нм на поверхности непрерывного волокна SiC.

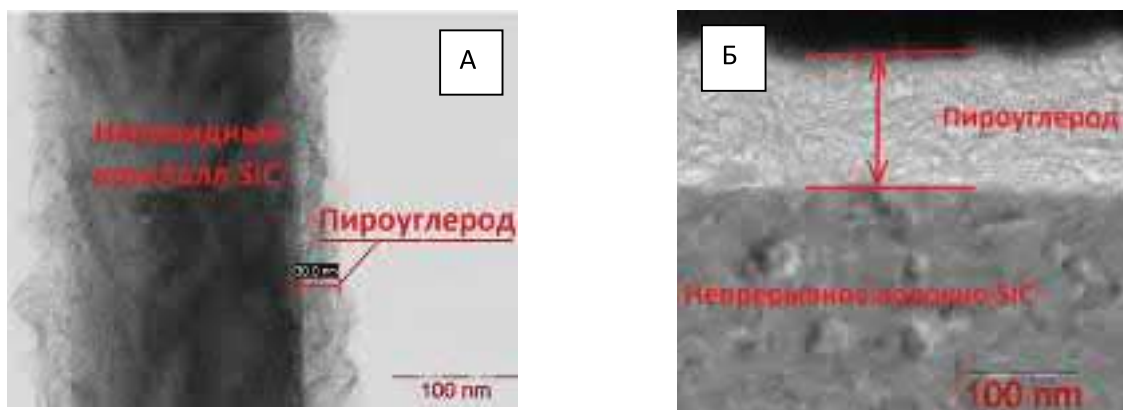


Рис. 4. Фотографии просвечивающей электронной микроскопии пироуглеродного покрытия: А – фрагмент SiC нитевидного кристалла; Б – фрагмент SiC непрерывного волокна

Были проведены экспериментальные работы по химическому газофазному осаждению монокристаллического покрытия карбида кремния на поверхность графитового стержня (рис. 5).



Рис. 5. Фотография внешнего вида графитового стержня (наружный диаметр 9,6 мм, длина 300 мкм) с монокристаллическим покрытием пироуглеродного SiC толщиной 320 мкм и длиной до 270 мм

Известно, что, чтобы обеспечить газонепроницаемость, толщина монокристаллического слоя должна быть не менее 100 мкм, однако максимальную толщину этого слоя следует выбирать руководствуясь механическими напряжениями, которые связаны с градиентом температур. На рис. 6 представлена зависимость толщины и фазового состава монокристаллического покрытия SiC от температуры, времени осаждения, соотношения расходов газовых реагентов водорода и МТХС. Методами рентгеноструктурного анализа покрытий SiC установлено, что в покрытии, которое получено при температурах до 1150 °С и соотношении расходов водорода к

метилтрихлорсилану, равном 5, обнаружен только карбид кремния бета модификации, а в покрытиях, полученных при температурах до 1200 °С (при таком же соотношении расходов водорода к метилтрихлорсилану), обнаружен карбид кремния бета модификации и свободный кремний (рис. 7Б). При температурах до 1150 °С и соотношении расходов водорода к метилтрихлор-силану, равном 30, происходит осаждение чистого кремния. Наиболее эффективное осаждение карбида кремния происходит при соотношении расходов водорода к метилтрихлорсилану, равном 5. Исследование микроструктуры покрытия пиролитического SiC (рис. 7А) методом оптической микроскопии позволило установить, что в покрытии пиролитического SiC отсутствуют крупные поры и трещины.

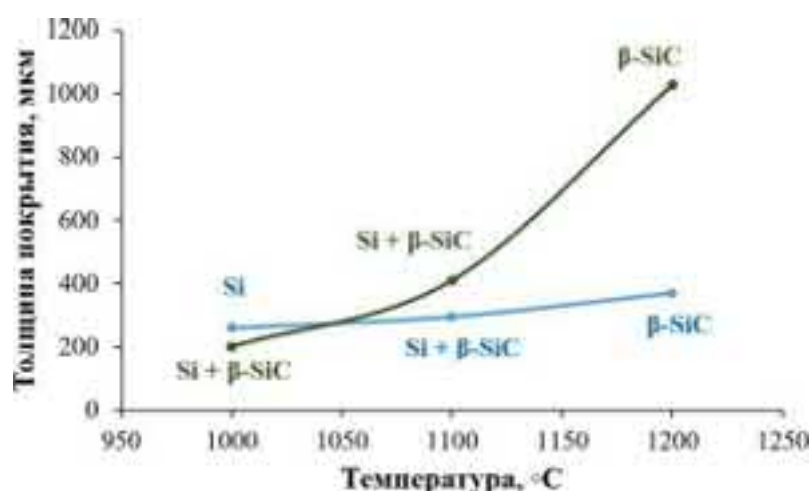


Рис. 6. Зависимость толщины и фазового состава монолитного покрытия SiC от температуры, времени осаждения, соотношения расходов газовых реагентов водорода и МТХС:

- $H_2/MTXС = 5$, время осаждения – 105 мин;
- ◆— $H_2/MTXС = 30$, время осаждения – 300 мин

Формирование слоя шликера с нановолокнами карбида кремния толщиной около 150 мкм на наружной поверхности графитового стержня и слоя шликера с нитевидными кристаллами толщиной около 500 мкм на поверхности плетеного рукава из SiC выполняли шликерным методом с использованием специальной оснастки для нанесения равномерных по толщине слоев шликера. После нанесения шликера проводили отверждение и карбонизацию смолы с целью удаления смолы из слоя и создания пористых каркасов из НВ и НК SiC для их последующей химической инфильтрации карбидом кремния.

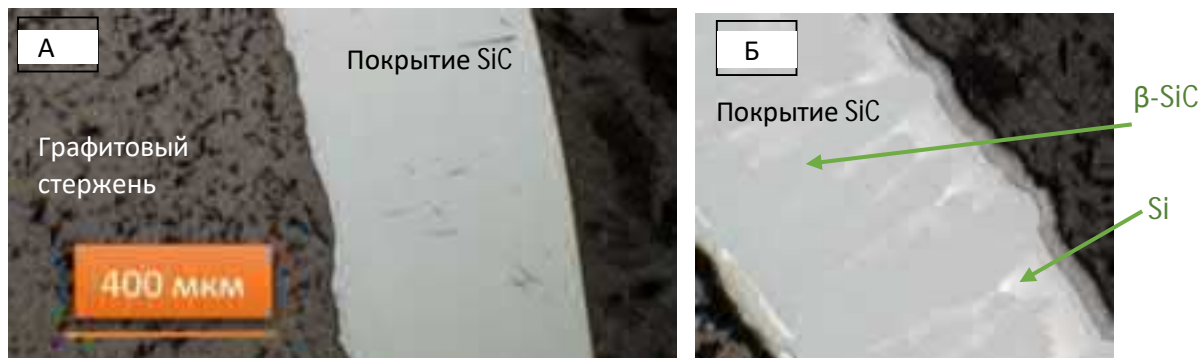


Рис. 7. Оптические фотографии покрытий пиролитического SiC на графитовом стержне: А – температура осаждения до 1250 °С при соотношении $H_2/MTXС = 5$; Б – температура осаждения до 1150 °С при соотношении $H_2/MTXС = 5$

Химическую газофазную инфильтрацию карбидом кремния многослойного пористого каркаса из нановолокон, нитевидных кристаллов и непрерывных волокон карбида кремния осуществляли с использованием метилтрихлорсилана. После химической газофазной инфильтрации проводили механическую обработку наружной поверхности слоя из композита НК SiC/SiC. Затем на обработанную поверхность слоя из композита НК SiC/SiC методом химического газофазного осаждения наносили монолитный слой карбида кремния. Далее проводили удаление графитового стержня путем термообработки при температурах до 900 °С в токе воздуха. В итоге были изготовлены образцы четырехслойной оболочки твэла длиной 270 мм, внутренним диаметром 9,6 мм и толщиной в интервале от 530 до 570 мкм, структурная схема которой представлена на рис. 1, с плотностью в интервале от 2,61 до 2,67 г/см³. На рис. 8 представлена фотография поперечного среза фрагмента четырехслойной оболочки твэла, которая состоит из монолитного слоя SiC и трех слоев из следующих композиционных материалов: НК SiC/SiC; SiC_{волл}/SiC и НВ SiC/SiC. Из рисунка 8 видно, что в слое из композиционного материала НВ SiC/SiC отсутствуют поры более 1,0 мкм, что, вероятно, связано с наличием микропористой структуры (без мезо- и макропор) пористого каркаса из НВ SiC, которая позволяет эффективно заполнить поры матрицей из карбида кремния в процессе химической газофазной инфильтрации. В слое из композита SiC_{волл}/SiC присутствуют макропоры размером от 1,0 до 50 мкм. Образование таких макропор в слое из композита SiC_{волл}/SiC связано с наличием более крупных по размеру макропор (более 50 мкм) между волокнами и пучками из непрерывных волокон карбида кремния в исходном плетеном рукаве (рис. 9), которые в процессе химической газофазной инфильтрации полностью не пропитываются матрицей из карбида кремния. В слое НК SiC/SiC обнаружены также макропоры размером до 50 мкм. Образование таких макропор в слое из композита НК SiC/SiC связано с образованием более крупных по размеру макропор (более 50 мкм) в процессе карбонизации эпоксидно-диановой смолы в шликере, которые в процессе химической газофазной инфильтрации полностью не пропитываются матрицей из карбида кремния.

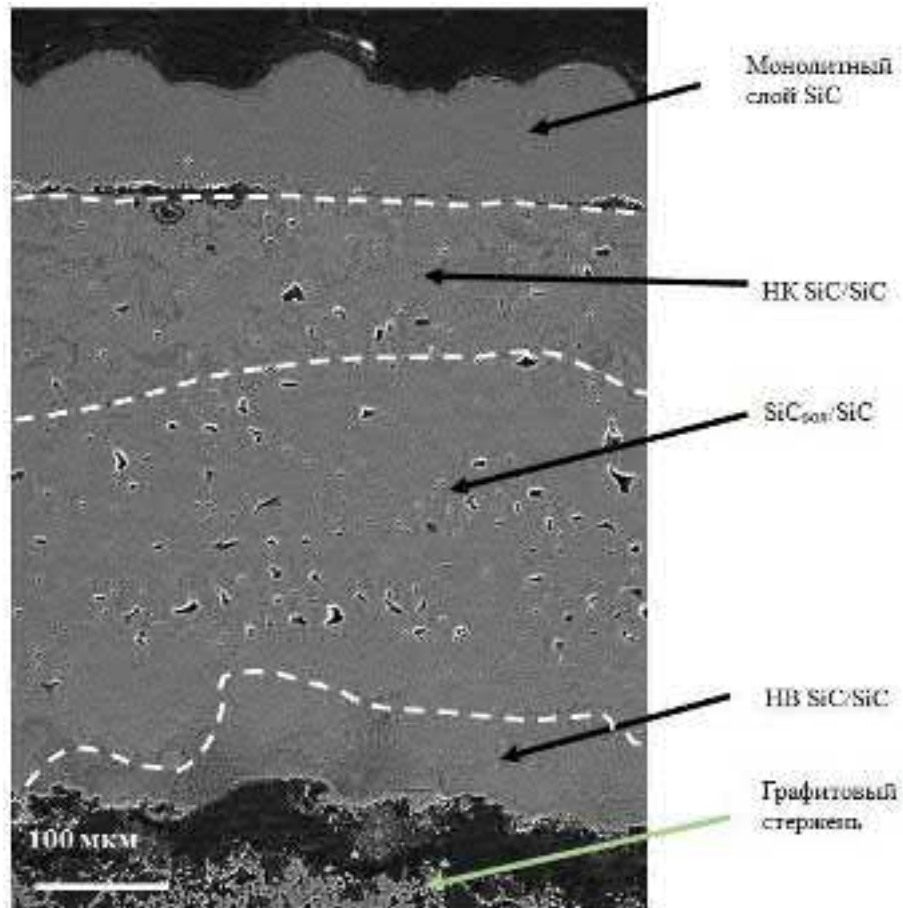


Рис. 8. Фотография поперечного среза фрагмента четырехслойной оболочки твэл, полученная с помощью просвечивающего электронного микроскопа марки Zeiss Libra 200FE

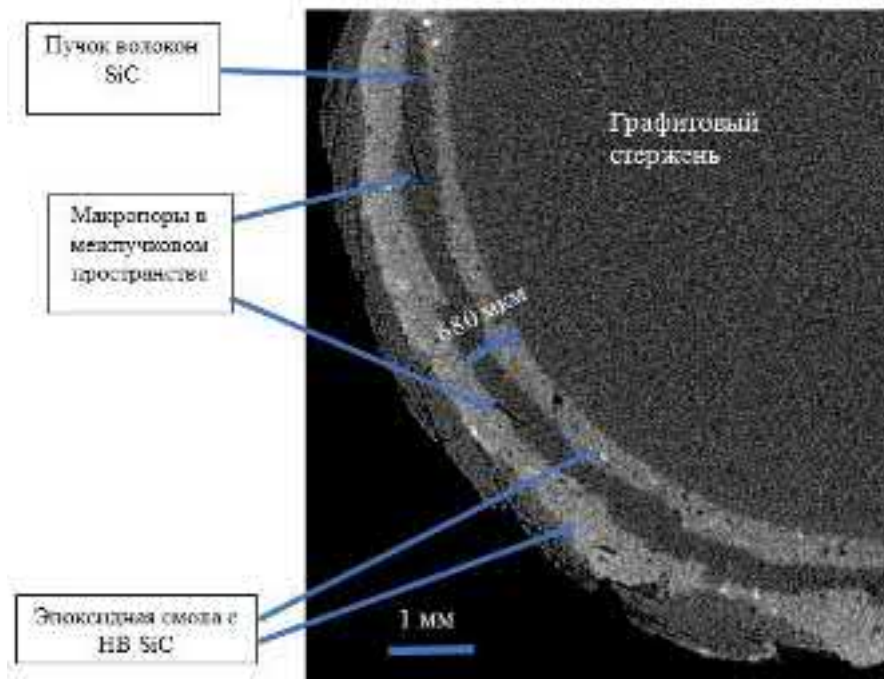


Рис. 9. Поперечный срез томографии цилиндрического образца уплотненного шликером плетеного каркаса из пучков волокон SiC на графитовом стержне после полимеризации эпоксидно-диановой смолы

На рис. 10 представлены изображения трехмерной реконструкции и пористости по данным микротомографии образца четырехслойной оболочки твэла из композиционных материалов SiC/SiC длиной 15 мм, внутренним диаметром 9,6 мм и наружным диаметром 10,7 мм. По данным микротомографии (величина пикселя составляет 4,4 мкм) была рассчитана пористость образца четырехслойной оболочки твэла из композиционных материалов SiC/SiC, которая составила 1,4%. Такое низкое значение пористости можно объяснить невысоким пространственным разрешением томограммы с величиной пикселя 4,4 мкм. Пористость образцов четырехслойной оболочки твэла, измеренная гидростатическим способом, находится в интервале от 17 до 19%.



Рис. 10. Модель реконструкция по данным микротомографии (размер пикселя – 4,4 мкм) образца четырехслойной оболочки твэла из композиционных материалов SiC/SiC длиной 15 мм, внутренним диаметром 9,6 мм и наружным диаметром 10,7 мм: А – трехмерная реконструкция оболочки; Б – трехмерная реконструкция пористости, где поры выделены серым цветом

Выводы

Разработаны технологические операции химического газофазного осаждения беспористого монолитного слоя β -SiC модификации толщиной до 1 мм для обеспечения газонепроницаемости и нанесения пироуглеродного покрытия на поверхность нановолокон, нитевидных кристаллов и непрерывных волокон карбида кремния для предотвращения хрупкого разрушения композитов SiC/SiC. Продемонстрирована возможность создания четырехслойной оболочки твэла с толщиной стенки около 550 мкм и длиной 270 мм, которая состояла из наружного монолитного слоя SiC толщиной около 100 мкм и из слоев следующих композиционных материалов: НВ SiC/SiC; SiC_{вол}/SiC и НК SiC/SiC. Исследование микроструктуры методом растровой электронной микроскопии образцов четырехслойной оболочки твэла показало, что крупные макропоры от 10 до 50 мкм содержатся в основном в слоях из композиционных материалов SiC_{вол}/SiC и НК SiC/SiC, что также подтверждается изучением пористости методом микротомографии.

Показано, что закрытые продолговатые и извилистые макропоры присутствуют в основном в двух внутренних слоях из композиционных материалов SiC_{вол}/SiC и НК

SiC/SiC. При этом плотность образцов четырехслойных оболочек твэла находится в интервале от 2,61 до 2,67 г/см³.

Одним из путей повышения плотности четырехслойных оболочек твэла является снижение количества макропор в исходном пористом каркасе из непрерывных волокон карбида кремния за счет заполнения межпучкового и межфиламентного пространства нановолокнами или нитевидными кристаллами карбида кремния, что является предметом для дальнейшего проведения работ в области создания многослойных оболочек твэла с высокой плотностью и физико-механическими характеристиками.

Список литературы

1. Крицкий В.Г., Березина И.Г. Моделирование коррозионного поведения циркониевых сплавов в условиях эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР // *Материалы 7-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 17-20 мая 2011 г. – 11 с. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-067.pdf> (Дата обращения: 22.09.2023).*
2. Безумов В.Н. и др. Вопросы разработки оболочки твэла из композиционного материала на основе карбида кремния в рамках концепции безопасности водоохлаждаемых реакторов в условиях аварий / В.Н. Безумов, Р.Г. Захаров, А.А. Кабанов, В.В. Новиков, Ю.В. Пименов // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы.* – 2014. – №. 4. – С. 76-90.
3. Фризен Е.А. Разработка методов анализа деформирования тепловыделяющих элементов энергетических реакторов в условиях аварии с большой течью: Автореф. диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук / МГТУ им. Н.Э. Баумана. – Москва, 2004. – 20 с.
4. Florian M., de Carvalho L.E., Cairo C.A.A. SiCf/SiC composite: Attainment methods, properties and characterization // *Advances in Ceramics - Synthesis and Characterization, Processing and Specific Applications* / Ed. by Sikalidis C. – *InTech*, 2011. – P. 173-190. DOI: 10.5772/17442.
5. Iveković A. et al. Current status and prospects of SiCf/SiC for fusion structural applications / A. Iveković, S. Novak, G. Dražić, D. Blagoeva, S. Gonzalez de Vicentee // *The Journal of the European Ceramic Society.* – 2013. – Vol. 33, Is.10. – P. 1577-1589. DOI:10.1016/j.jeurceramsoc.2013.02.013.
6. Agarwal S. et al. Multiscale characterization of irradiation behaviour of ion-irradiated SiC/SiC composites / S. Agarwal, G. Duscher, Y. Zhao, M.L. Crespillo, Y. Katoh, W.J. Weber // *Acta Materialia.* – 2018. – Vol. 161. – P. 207-220. DOI:10.1016/j.actamat.2018.09.012.
7. Kim W.-J., Kim D., Park J.Y. Fabrication and material issues for the application of SiC composites to LWR fuel cladding // *Nuclear Engineering and Technology.* – 2013. – Vol. 45, Is. 4. – P. 565-572. DOI: 10.5516/NET.07.2012.084.
8. US2006039524 (A1) – Multi-layered ceramic tube for fuel containment barrier and other applications in nuclear and fossil power plants / Feinroth Herbert, Hao Bernard R; заявитель: Feinroth Herbert, Hao Bernard R [US]; опубли. 23.02.2006.
9. US2009032178 (A1) – Multi-layered ceramic tube for fuel containment barrier and other applications in nuclear and fossil power plants / Feinroth Herbert; заявитель: Gamma Engineering Corporation [US]; опубли. 05.02.2009.
10. Feinroth H. et al. Mechanical strength of CTP triplex SiC fuel clad tubes after irradiation in MIT research reactor under PWR coolant conditions / H. Feinroth, M. Ales, E. Barringer, G. Kohse, D. Carpenter, R. Jaramillo // *Ceramics in nuclear applications: Ceramic engineering and science proceedings* / Ed. by Y. Katoh, A. Cozzi, D. Singh, J. Salem). – 2009. – Vol. 30, Is. 10. – P. 47-55. DOI: 10.1002/9780470584002.ch4.

11. Kim W.-J. et al. *Nondestructive evaluation of microstructure of SiC_f/SiC composites by X-Ray computed microtomography* / W.-J. Kim, D. Kim, C.H. Jung, J.Y. Park, L.L. Snead // *Journal of the Korean Ceramic Society*. – 2013. – Vol. 50, Is. 6. – P. 378-383. DOI: 10.4191/kcers.2013.50.6.378.
12. Kim D. et al. *Fabrication and measurement of hoop strength of SiC triplex tube for nuclear fuel cladding applications* / Daejong Kim, Hyun-Geun Lee, Ji Yeon Park, Weon-Ju Kim // *Journal of Nuclear Materials*. – 2015. – Vol. 458. – P. 29-36. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.11.117.
13. RU2720579 (C1) – Разработанные SiC-SiC композит и монолитные слоистые SiC структуры / К.П. Дек, Ц. Чжан, К. Бэк, Д.Д. Шидер; заявитель: Дженерал Атомикс [US]; опубл. 12.05.2020.
14. Tao P., Liu W., Wang Y. *Fabrication of two-layer SiC nanowire cladding tube with high thermal conductivity* // *The Journal of the European Ceramic Society*. – 2020. – Vol. 40, Is. 9. – P.3399-3405. DOI: 10.1016/j.jeurceramsoc.2020.03.040.
15. Deck C.P. et al. *Demonstration of engineered multi-layered SiC-SiC cladding with enhanced accident tolerance* / C.P. Deck, H.E. Khalifa, G. Jacobsen, J. Sheeder, K. Shapovalov, S. Gonderman, E. Song, J. Gazza, C.A. Back. [Электронный ресурс]. URL: <https://www.eu-ronuclear.org/archiv/topfuel2018/fullpapers/TopFuel2018-A0105-fullpaper.pdf> (Дата обращения: 22.09.2023).
16. Deck C.P. et al. *Characterization of SiC-SiC composites for accident tolerant fuel cladding* / C.P. Deck, G.M. Jacobsen, J. Sheeder, O. Gutierrez, J. Zhang, J. Stone, H.E. Khalifa, C.A. Back // *Journal of Nuclear Materials*. – 2015. – Vol. 466. – P. 667-681. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2015.08.020.
17. Yu H.J. et al. *Mechanical properties of 3D KD-I SiC_f/SiC composites with engineered fibre-matrix interfaces* / H.J. Yu, X.G. Zhou, W. Zhang, H.X. Peng, C.R. Zhang, Z.L. Huang // *Composites Science and Technology*. – 2011. - Vol. 71, Is. 5. – P. 699-704. DOI: 10.1016/j.compscitech.2011.01.014.

УДК 621.039.526

ИЗМЕНЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ ОБЛУЧЕННОГО КАРБИДА БОРА ПРИ ДЛИТЕЛЬНЫХ ОТЖИГАХ

В.П. Тарасиков (vptarasikov@mail.ru), Ю.В. Алексеев (alekseevy2013@yandex.ru)
АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Калужская обл., Обнинск

С целью изучения термической устойчивости образующихся под облучением дефектов в карбиде бора был проведен послерадиационный отжиг в течение 60 часов в интервале температур от 300 до 1500 °С.

При отжиге образцов, облученных ниже 500 °С, можно отметить две ступени: вначале происходит трансформация дефектов внутри решетки, а затем выход газообразных дефектов из решетки с образованием газовой фазы.

При отжиге образца, облученного выше 500 °С, основную роль в изменениях кристаллической структуры играет эволюция газовых полостей.

Ключевые слова: карбид бора, облучение, отжиг, дефекты, параметры решетки, газовые полости, диффузное рассеяние, внедренные атомы.

CHANGES IN THE PARAMETERS OF THE CRYSTAL STRUCTURE OF IRRADIATED BORON CARBIDE DURING PROLONGED ANNEALING

V.P. Tarasikov, Yu.V. Alekseev
JSC «State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering» named after A.I. Leypunsky, Obninsk

In order to study the thermal stability of defects formed under irradiation in boron carbide, post-irradiation annealing was carried out for 60 hours in the temperature range from 300 to 1500 °C

When annealing samples irradiated below 500 °C, two stages can be noted: first, the transformation of defects inside the lattice occurs, and then the release of gaseous defects from the lattice with the formation of a gas phase.

During annealing of a sample irradiated above 500 °C, the evolution of gas cavities plays a major role in changes in the crystal structure.

Keywords: boron carbide, irradiation, annealing, defects, lattice parameters, gas cavities, diffuse scattering, embedded atoms.

Введение

Облучение карбида бора приводит к нарушениям в кристаллической структуре карбида бора, которое выражается в изменении параметров элементарной ячейки,

появлении диффузного рассеяния, уширении дифракционных максимумов. На основании полученных результатов делается вывод о типе дефектов и их эволюции в процессе облучения [1].

Материал и методы исследований

Исследуемые образцы представляли собой блочки синтезированного карбида бора, содержащего до 60% изотопа ^{10}B , изготовленные методом горячего прессования при температуре $2000\text{ }^\circ\text{C}$, плотность $2,1\pm 0,1\text{ г/см}^3$ [1-4].

Облучение образцов (блочков) проходило в спектре быстрого реактора БН-350. Для исследования отбирались образцы с расчетной температурой облучения от 320 до $430\text{ }^\circ\text{C}$ – низкотемпературное облучение и от 450 до $670\text{ }^\circ\text{C}$ – высокотемпературное облучение [1, 4-6].

Выгорание B^{10} по пробам исследуемых образцов проводилось с использованием масс-спектрометрического анализа. Выгорание бора-10 определялось по соотношению:

$$\text{выгорание } \text{B}^{10} = (1 - R_{\text{обл}}/R_{\text{исх.}}) \cdot 100, \text{ ат. \%},$$

где $R_{\text{обл}}$, $R_{\text{исх.}}$ – отношение атомных концентраций бора-10 к бору-11 в облученном и исходном образце соответственно. Значения отношений $\text{B}^{10}/\text{B}^{11}$ определены с точностью $\pm 1,2\%$, а значения выгорания бора-10 – с точностью $\pm 2,2\%$.

Отжиг проводили в высокотемпературной вакуумной печи при давлении $\sim 10^{-3}$ Па.

Рентгенографически исследовали кристаллическую структуру и фазовый состав облученных образцов на аппарате ДРОН-1 с использованием хромового излучения. Точность определения параметров решетки составила: $a = \pm 0,0002$ нм, $c = \pm 0,0004$ нм [5].

Послерadiационный отжиг

Для изучения термической устойчивости накопленных дефектов был проведен отжиг в течение 60 часов от 300 до $1500\text{ }^\circ\text{C}$ облученных образцов карбида бора, которые были исследованы в работе [1, 4]. По возможности были выбраны образцы, характеризующиеся экстремальными изменениями периодов решетки после облучения: для низкотемпературного облучения (ниже $500\text{ }^\circ\text{C}$) с выгоранием $2,1 \times 10^{21}$ - 4×10^{21} захв/см 3 , а для высокотемпературного облучения (выше $500\text{ }^\circ\text{C}$) – с выгоранием $1,3 \times 10^{21}$ - $1,9 \times 10^{21}$ захв/см 3 .

В процессе отжига изучались изменения параметров, объема элементарной ячейки и перераспределения интенсивности между брегговским и диффузным максимумами линии (104). Результаты приведены на рис. 1-4.

Как видно из рис. 1 и 2, изменение параметров решетки для всех образцов имело одинаковый характер: изменения начинались приблизительно от $500\text{ }^\circ\text{C}$, при этом параметр « a » уменьшался, а « c » – увеличивался.

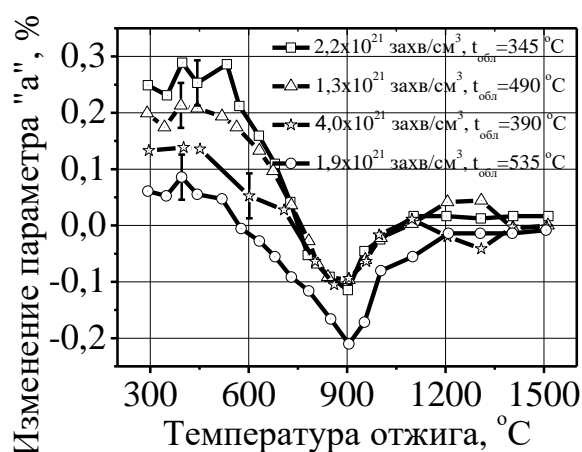


Рис. 1. Изменения параметра «а» кристаллической решетки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

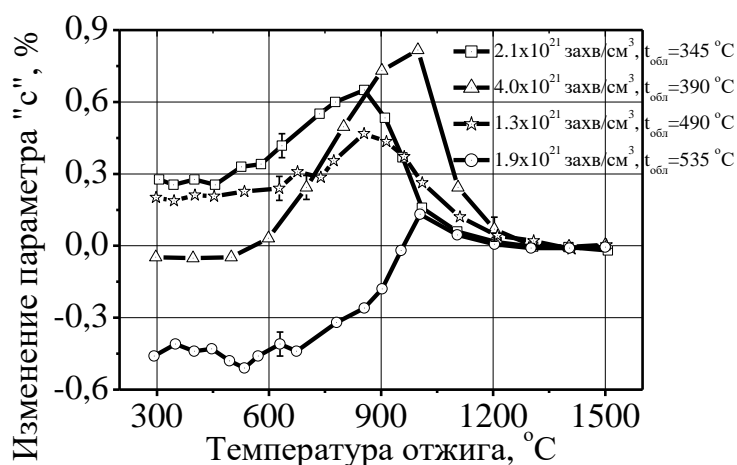


Рис. 2. Изменения параметра «с» кристаллической решетки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

В районе 850-1000 °С достигался экстремум в изменениях параметров, и в дальнейшем, с повышением температуры отжига, они восстанавливались до исходных значений.

Для образцов, облучавшихся в низкотемпературной области (до 500 °С), уменьшение прироста параметра «а» и одновременное увеличение «с» с повышением температуры отжига объясняется выходом внедрений из базисных плоскостей в пустоты решетки. Возникающие при этом напряжения растягивают решетку по оси «с», что должно вследствие направленности ковалентной связи сжимать её в направлении оси «а», так что параметр «а» становится меньше исходного [1, 4-8].

После достижения экстремальных значений в изменении параметров подвижность внедрений становится такой, что они выходят из решетки, при этом параметр «с» уменьшается. При этом уменьшаются вызванные внедрениями напряжения и, как следствие этого, возвращается к исходной величине значение параметра «а».

На рис. 3 показано изменение объема элементарной ячейки.

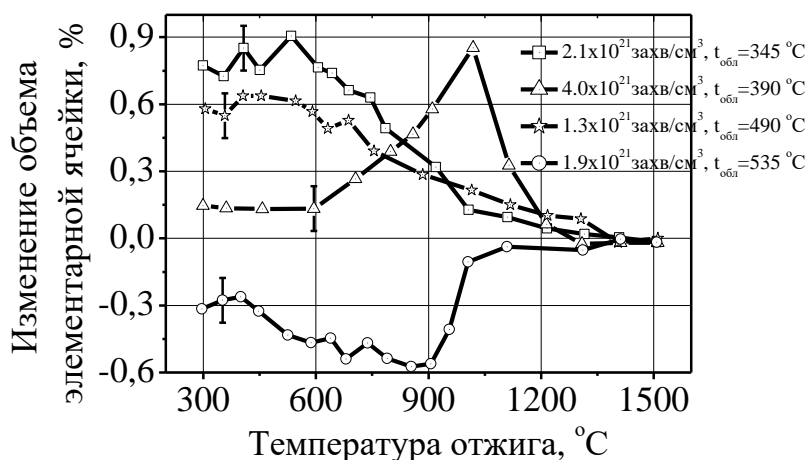


Рис. 3. Изменение объема элементарной ячейки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

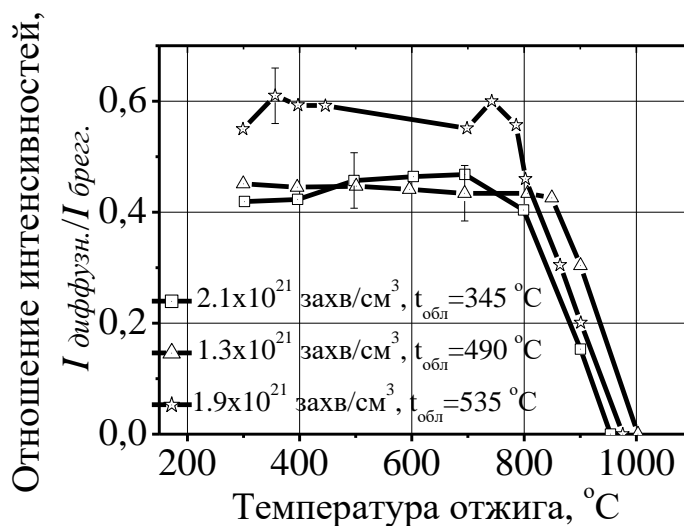


Рис. 4. Изменения отношения диффузного рассеяния к брегговскому для линии (104) в зависимости от температуры отжига

Из рис. 4 можно заключить, что диффузное рассеяние отжигалось в довольно узком интервале температур от 800 до 1000 °С, а при более низких температурах соотношение между брегговским и диффузным рассеянием не менялось.

Анализируя отжиг диффузного рассеяния, необходимо подчеркнуть, что интенсивное ослабление его происходит на стадии восстановления параметров ($t_{\text{отж.}} = 800\text{-}1000$ °С), т.е. связано с выходом внедрений из решетки. Для образца карбида бора, облученного при температуре 345 °С с выгоранием $2,1 \times 10^{21}$ захв/см³, где измерение диффузного и брегговского рассеяния можно было провести наиболее точно, следует отметить некоторое увеличение диффузного рассеяния на первых стадиях отжига, начиная с температуры примерно 500 °С, т.е. с выхода внедрений из базиса в пустоты решетки.

Таким образом, в начале отжига происходит перераспределение внедренных атомов, которые удерживаются решеткой, а затем, с ростом температуры, внедрения выходят из решетки.

При отжиге образца, облученного в высокотемпературной области, принципиально могут происходить те же процессы, что и под облучением выше 530 °С, так как в том и другом случае основную роль играет температура, а именно, за счет микрорастрескивания, подхода термовакансий, ухода примесей на стоки давление в полостях уменьшается и параметр «с» начинает расти. Следует отметить лишь, что в начале отжига происходит некоторое дополнительное уменьшение этого параметра, связанное, вероятно, с добавочным выходом примесей из решетки в газовую полость, что увеличивает давление на матрицу и дополнительно её сжимает. Одновременно снижаются значения параметра «а» и становятся даже меньше исходного. Если уменьшение прироста параметра «а» до нуля означает выход примесей из базисных плоскостей, то сжатие решетки в этом направлении заставляет предположить зарождение полостей, ориентированных под значительным углом к базису. Восстановление параметра «а» происходит при более высоких температурах и в гораздо большем интервале, чем при низкотемпературном облучении. Это можно объяснить тем, что «молодые» полости, зародившиеся во время отжига, отстают в своем развитии от уже имевшихся после облучения. Так как существует сжатие по оси «а», решетка после восстановления параметра «с» вынуждена увеличиваться в этом направлении. Затем, при более высоких температурах, газовое давление снимается и параметры приходят к исходным значениям [1, 7].

Отжиг диффузного рассеяния происходит в том же интервале температур, что и у образцов, облученных в низкотемпературной области. Это должно означать, что, несмотря на образование самостоятельной газовой фазы в виде полостей, решетка удерживает еще некоторое количество примесей в небольших скоплениях до температур отжига 800-1000 °С [7, 8].

Выводы

Послерadiационный отжиг приводит к восстановлению параметров элементарной ячейки в интервале температур 500-1300 °С.

При отжиге образцов, облученных ниже 500 °С, можно отметить две ступени: вначале происходит трансформация дефектов внутри решетки, а затем выход из решетки с образованием газовой фазы.

При отжиге образца, облученного выше 500 °С, основную роль в изменениях кристаллической структуры играет эволюция газовых полостей.

Список литературы

1. Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В. Влияние облучения на кристаллическую структуру карбида бора // *Вопросы атомной науки и техники, серия: Материаловедение и новые материалы*, март 2023, Вып. 1(117), с.
2. Кислый П.С., Кузенкова М.А., Боднарчук Н.И., Грабчук Б.Л. Карбид бора // Киев: Наукова думка, 1988. -216 с.
3. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Клочков Е.П., Гусева Т.М. Бор в ядерной технике. Димитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2003, -(с. 246-258) 345 с. ISBN 5-9483-016-7
4. Алексеев Ю.В., Климов В.Д., Тарасиков В.П., Стабильность кристаллической структуры карбида бора, Препринт ФЭИ №1286, Обнинск, 1982 г., 20 с.
5. Климов В.Д., Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В., Пинчук П.Г. Влияние нейтронного облучения на кристаллическую структуру и теплопроводность карбида бора// *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение.* – 1977. Вып. 1(4). С. 95-99.
6. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Быков В.Н., Руденко В.А. Радиационные повреждения в облучённом нейтронами карбиде бора // *Атомная энергия.* – 1986. – Т. 60. Вып. 3. С. 190-193.
7. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Особенности поведения пор в виде дисков с высоким сверхравновесным давлением гелия при высокотемпературных отжигах карбида бора, *Физика и химия обработки материалов*, 1993 г., №5, С. 55-61.
8. Тарасиков В.П., Электронно-микроскопические исследования карбида бора, облученного в быстром реакторе, Москва: Атомная энергия, 2009, Т.106, Вып. 3, С. 173-176.

УДК 621.039.524.44.044.8

**ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА PWR: ПОВЫШЕННОЕ ОБОГАЩЕНИЕ,
КОМБИНИРОВАНИЕ ER_2O_3 И GD_2O_3 В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩИХ
ПОГЛОТИТЕЛЕЙ**

*А.А. Шишкин, Е.К. Косоуров, В.Е. Кузин
АО «ТВЭЛ», Москва*

Проведена оценка возможности формирования топливных циклов различной длительности для реакторов типа PWR при использовании топлива ТВС-К с повышенным обогащением. В качестве выгорающих поглотителей используется комбинация оксида гадолиния в твэгах и оксида эрбия, равномерно распределенного по твэлам. Рассмотрены результаты расчётов большого набора топливных загрузок реактора PWR, отличающихся по количеству свежих ТВС и среднему обогащению топлива, проанализированы показатели эффективности топливоиспользования, такие как длительность работы загрузки на полной мощности и выгорание выгружаемого топлива. Оценки получены с использованием аппроксимационных моделей, параметры которых определены по результатам трёхмерных расчётов большого набора топливных загрузок реактора PWR. Использование комбинации выгорающих поглотителей позволяет формировать топливные циклы различной длительности. Варьируя количество твэгов и содержание эрбия в твэгах, легко управлять такими параметрами топливного цикла, как распределение энерговыделения, коэффициенты реактивности, критическая концентрация борной кислоты.

Ключевые слова: ТВС-К, 24-месячный топливный цикл, комбинирование выгорающих поглотителей, оксид эрбия, повышенное обогащение.

**PWR FUEL CYCLE: INCREASED ENRICHMENT, COMBINATION OF ER_2O_3
AND GD_2O_3 AS BURNABLE ABSORBERS**

*A.A. Shishkin, E.K. Kosourov, V.E. Kuzin
JSC «TVEL», Moscow
e-mail: vaekuzin@tvel.ru.*

Assessment of the opportunity for development of various durability fuel cycles for PWR-type reactors using the increased enrichment fuel TVS-K. The combination of gadolinium oxide in U-Gd fuel rods and erbium oxide evenly distributed along regular fuel rods is used as a burnable absorber. The paper contains the calculation results for a great number of fuel cycles in the PWR-type reactor that differ in terms of the number of fresh fuel assemblies and average fuel enrichments,

the analysis of such fuel efficiency indicators as durability of the fuel inventory operation at full power and burnup of the unloaded fuel.

The estimations were obtained using the approximation models, which parameters had been identified on the basis of three-dimensional calculations for a great number of fuel cycles in the PWR-type reactor. The combination of burnable absorbers used enables to produce the fuel cycles of various durability. Varying the number of U-Gd fuel rods and content of erbium in regular fuel rods facilitates the control of such fuel cycle parameters as power distribution, reactivity coefficients, and critical concentration of boron acid. The completed studies resulted in characterization of properties for 18- and 24-months fuel cycles.

Keywords: TVS-K, 24-month fuel cycles, combined burnable absorber, erbium oxide, enrichment above 5%.

Введение

Данная статья содержит результаты расчетных исследований нейтронно-физических характеристик топливных циклов 3-х петлевого реактора PWR тепловой мощностью 2895 МВт.

Представленные в статье исследования отражают современные тенденции, направленные на повышение длительности кампании реактора, и базируются на ранее проведенных исследованиях возможности применения топлива повышенного обогащения и перспективных выгорающих поглотителей [1].

Представленные в работе топливные циклы сформированы на базе российской конструкции ТВС-К [1]. Рассмотрена возможность применения топлива повышенного обогащения (до 6,45% по ^{235}U). Определены характеристики топливных циклов при использовании комбинации выгорающих поглотителей (Gd_2O_3 и Er_2O_3).

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТОВ

Характеристики топливной сборки и реакторной установки

ТВС-К LFA разработана для опытной эксплуатации на 3-ем блоке АЭС Ringhals-3. ТВС-К представляет собой массив твэлов 17*17 с шагом расстановки 12,6 мм, диаметром твэла 9,5 мм и высотой топливного столба 12 футов. В табл. 1 приведены основные характеристики ТВС-К. В качестве исследуемой реакторной установки был выбран стандартный 3-х петлевой реактор PWR, мощностью 2895 МВт. Характеристики реакторной установки приведены в табл. 2.

Таблица 1

Основные параметры ТВС-К [2]

Параметр	Значение
Схема расположения топливных стержней	17×17 квадратная
Шаг расстановки ТВС, мм	215
Высота активной части в холодном состоянии, см	366
Количество топливных стержней	264
Шаг расстановки топливных стержней, мм	12,6
Внешний диаметр оболочки, мм	9,5
Диаметр топливной таблетки, мм	8,19
Количество направляющих/центральных каналов	24/1
Внешний диаметр НК и ЦТ, мм	12,6

Таблица 2

Основные параметры реакторной установки [3]

Параметр	Значение
Тип реактора	PWR 157 ТВС в квадратной сетке
Тепловая мощность (100%)	2895 МВт
Давление теплоносителя	15,8 МПа
Температура теплоносителя на входе в активную зону	282,0 °С
Средняя температура теплоносителя в активной зоне	302,2 °С
Расход теплоносителя через активную зону	71370 м ³ /ч

Подготовка библиотеки констант

На основе представленных выше данных был сформирован набор ТВС, отличающихся:

- обогащением топлива (4,95; 5,45; 5,95; 6,45 по ²³⁵U);
- содержанием оксида эрбия (0; 0,4; 0,8; 1,2 % Er₂O₃);
- количеством твэгов (0; 4; 8; 12; 16; 20; 24 шт.)

Не применялось радиального и аксиального профилирования. При выполнении расчетов использовались твэги с обогащением 3,6% по ²³⁵U. С использованием полученного набора ТВС в дальнейшем были сформированы равновесные топливные циклы различной длительности.

Расчет нейтронно-физических характеристик топливных циклов был выполнен с помощью кода SIMULATE5 [4]. Библиотеки групповых сечений для различных типов ТВС были подготовлены с использованием модуля CMSLink5 [5] и расчетной программы CASMO5 [6].

ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВС-К С РАЗЛИЧНЫМИ ТИПАМИ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ

Нейтронно-физические характеристики ТВС-К

Для всего сформированного набора ТВС были получены зависимости от выгорания таких показателей, как:

- коэффициент размножения в бесконечной среде;
- распределение энерговыделения и выгорания;
- распределение тяжелых изотопов и продуктов деления.

На рис. 1 представлены зависимости коэффициента размножения от выгорания для ТВС с обогащением 5,95% ^{235}U и различными комбинациями выгорающих поглотителей.

Резкое снижение размножающих свойств в начале выгорания обусловлено отравлением Xe и Sm. Последующее изменение размножающих свойств обуславливается выгоранием интегрированного с топливом поглотителя, в т.ч. с учетом изменения пространственно-энергетической блокировки сечений поглощения.

Как видно из рис. 2, комбинирование выгорающих поглотителей позволяет избежать роста относительного энерговыделения, который неизбежно происходит при увеличении количества твэгов в ТВС. В то же время снижение количества твэгов приводит к незначительному увеличению среднего обогащения топлива, что в свою очередь позволяет компенсировать часть потерь на недовыгорание оксида эрбия.

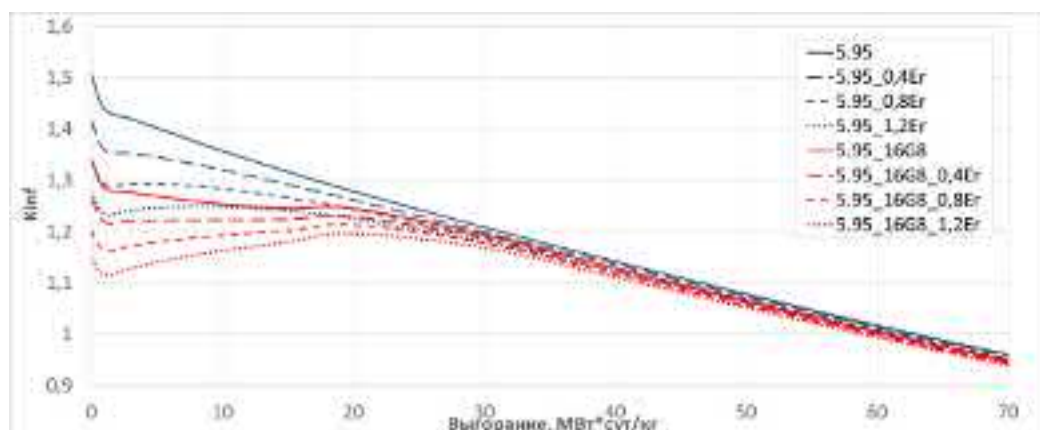


Рис. 1. Зависимость коэффициента размножения от выгорания для различных типов ТВС

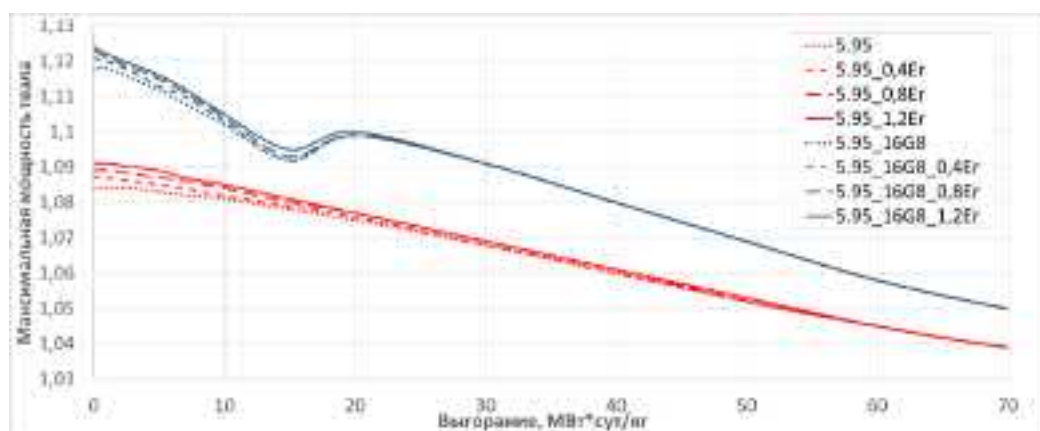


Рис. 2. Зависимость максимальной мощности от выгорания для различных типов ТВС

ХАРАКТЕРИСТИКИ РАВНОВЕСНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

18-месячный топливный цикл

С использованием полученной библиотеки были сформированы стационарные загрузки 18-месячных циклов. Для оценки влияния состава выгорающих поглотителей на характеристики 18 месячного топливного цикла проведены детальные нейтронно-физические расчеты 3 вариантов стационарных загрузок с 60/61 свежими ТВС:

- выгорающий поглотитель Gd_2O_3 (количество твэгов в ТВС от 8 до 24);
- выгорающий поглотитель Er_2O_3 (содержание оксида эрбия в топливных элементах от 0,4 до 1,2%);
- комбинация выгорающих поглотителей $Gd_2O_3 + Er_2O_3$ (количество твэгов в ТВС от 0 до 16, содержание оксида эрбия в топливных элементах 0,4%).

Основными критериями при формировании загрузок были: относительное энерговыделение в твэле (не более 1,5), максимальная относительная линейная тепловая нагрузка (не более 1,9) и отрицательный коэффициент реактивности. Расположение и схема перестановок ТВС для всех вариантов одинаковы. Длительность топливных загрузок составляет ~495 эфф. сут.

На рис. 3 представлены схема перегрузок и выгорание в среднем по ТВС на конец работы 18-месячного топливного цикла при использовании комбинации выгорающих поглотителей.

На рис. 4 представлено изменение показателей энерговыделения в зависимости от выгорания для различных типов 18-месячного цикла. В табл. 3 проводится сравнение основных параметров рассмотренных циклов. В таблице также приведена информация о равновесном цикле без поглотителей для вычисления компенсации обогащения, связанной с применением различных поглотителей.

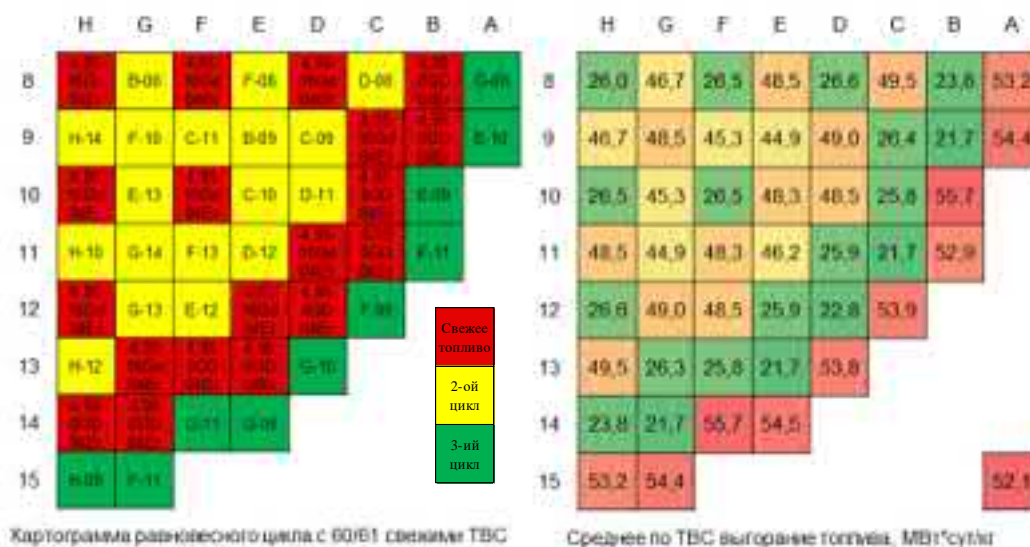


Рис. 3. Картограмма 18-месячного топливного цикла и распределение выгорания (ЕОС)

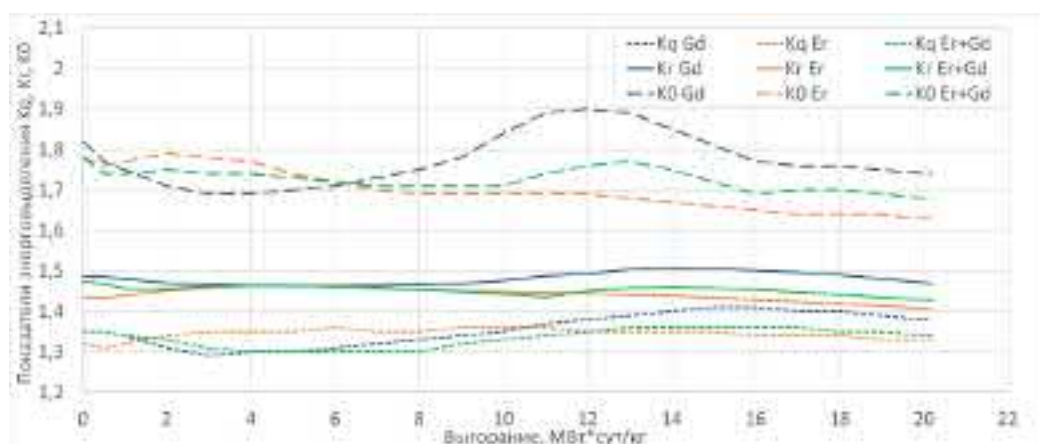


Рис. 4. Зависимость показателей энерговыделения от выгорания в 18-месячных циклах

Таблица 3

Параметры 18-месячных топливных циклов

Тип цикла	длина, эфф. сут.	Кол-во твэгов	ω Er ₂ O ₃ , %	²³⁵ U, %	dp/dt _m (МТС) 10 ⁻⁵ 1/°С	Сb полная мощность, г/кг	Сb 20°С keff, 0,95, г/кг	Fq (K0)	FdH (Kr)	Аксиальный офсет	
										min	max
Без поглотителя	494,5			4,617							
Gd ₂ O ₃	494,6	1024	0	4,802	0	8,6	16,5	1,9	1,51	-7,6	3,6
Gd ₂ O ₃ + Er ₂ O ₃	495	576	0,4	4,901	-2	8,7	16,9	1,78	1,47	-4,5	0
Er ₂ O ₃	494,3	0	0,72	5,017	-4	9,0	17,4	1,79	1,46	-2,7	-2

По результатам проведенных расчетов можно сформулировать следующие выводы по топливным циклам с различными типами выгорающих поглотителей:

1) Циклы на основе оксида гадолиния требуют наименьшего среднего обогащения топлива по ²³⁵U, однако при их формировании могут возникнуть проблемы с компоновкой активной зоны для выравнивания полей энерговыделения, а также с коэффициентом реактивности по температуре теплоносителя (из рассмотренных циклов его значение является максимальным).

2) Циклы на основе оксида эрбия требуют наибольшего среднего обогащения топлива по ²³⁵U, при их формировании легко добиться низких значений энерговыделения, коэффициент реактивности по температуре теплоносителя является отрицательным (из рассмотренных циклов его значение является минимальным). В то же время могут возникнуть проблемы с таким параметром, как стояночная концентрация борной кислоты, что связано с различным поведением поглощающих свойств эрбия и гадолиния в зависимости от изменения температуры теплоносителя.

3) Использование комбинации выгорающих поглотителей позволяет избежать всех озвученных выше проблем, при этом лишь незначительно повысив среднее

обогащение по сравнению с циклом на основе оксида гадолиния. Также в конкретном топливном цикле использование комбинированного поглотителя позволяет оставаться в пределах 4,95% по ^{235}U .

24-месячный топливный цикл

С использованием полученной библиотеки были сформированы стационарные загрузки 24-месячных циклов. Необходимо отметить, что формирование 24-месячного топливного цикла в данном реакторе возможно только при использовании топлива со средним обогащением выше 5% по ^{235}U .

Для оценки влияния состава выгорающих поглотителей на характеристики 24-месячного топливного цикла проведены детальные нейтронно-физические расчеты 3 вариантов стационарных загрузок с 76/77 свежими ТВС:

- выгорающий поглотитель Gd_2O_3 (количество твэгов в ТВС от 16 до 32);
- выгорающий поглотитель Er_2O_3 (содержание оксида эрбия в топливных элементах от 0,8 до 1,2%);
- комбинация выгорающих поглотителей $\text{Gd}_2\text{O}_3 + \text{Er}_2\text{O}_3$ (количество твэгов в ТВС от 8 до 24, содержание оксида эрбия в топливных элементах 0,4%).

Критерии формирования загрузок такие же, как и для 18-месячного топливного цикла. Расположение и схема перестановок ТВС для всех вариантов одинаковы. Длительность топливных загрузок составляет ~668 эфф. сут. На рис. 5 представлены схема перегрузок и выгорание в среднем по ТВС на конец работы 24-месячного топливного цикла при использовании комбинации выгорающих поглотителей.

На рис. 6 представлено изменение показателей энерговыделения в зависимости от выгорания для различных типов 18-месячного цикла. В табл. 4 проводится сравнение основных параметров рассмотренных циклов. В таблице также приведена информация о равновесном цикле без поглотителей для вычисления компенсации обогащения, связанной с применением различных поглотителей.

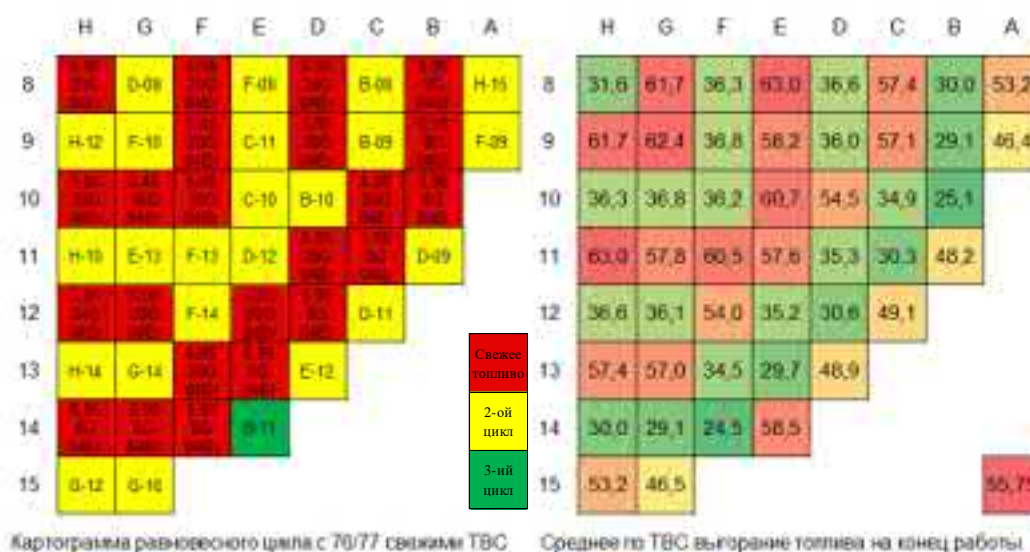


Рис. 5. Картограмма 24-месячного топливного цикла и распределение выгорания (ЕОС)

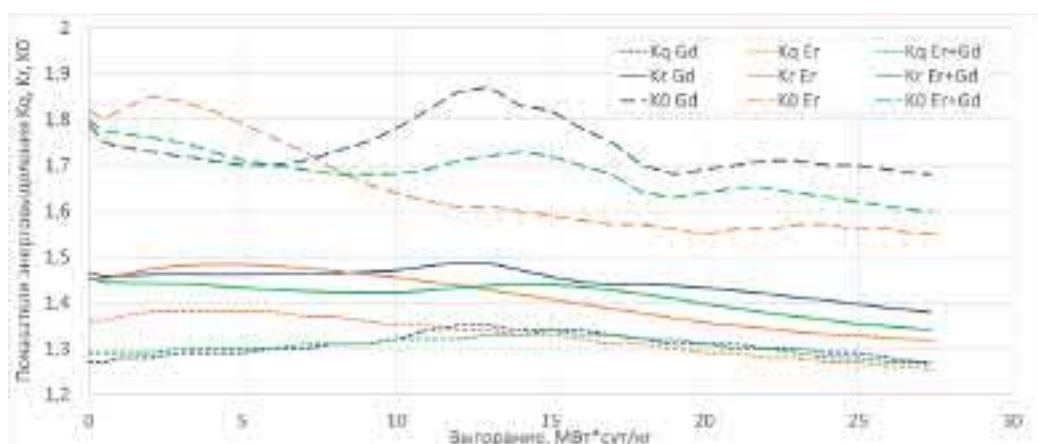


Рис. 6. Зависимость показателей энерговыделения от выгорания в 24-месячных циклах

Таблица 4

Параметры 24-месячных топливных циклов

Тип цикла	длина, сут.	Кол-во твэгов	ω Er ₂ O ₃ , %	²³⁵ U, %	dp/dt _m (МТС) 10 ⁻⁵ 1/°C	C _b полная мощность, г/кг	C _b 20°C keff 0,95, г/кг	Fq (K0)	FdH (Kr)	Аксиальный офсет	
										min	max
Без поглотителя	669			5,450							
Gd ₂ O ₃	668,3	1792	0	5,621	-0,3	9,9	18,7	1,87	1,49	-9,0	2,6
Gd ₂ O ₃ + Er ₂ O ₃	668,9	1152	0,4	5,742	-4,6	9,7	19,0	1,8	1,45	-4	2
Er ₂ O ₃	668,3	0	1,09	5,950	-5,2	10,4	19,9	1,85	1,49	-6,4	-1

По 24-месячному топливному циклу выводы аналогичны выводам по 18-месячному, особенности циклов при использовании различных типов выгорающих поглотителей только усиливаются.

Формирование топливных загрузок различной длительности

С использованием рассмотренной ранее библиотеки констант был сформирован набор равновесных топливных циклов различной длительности с количеством ТВС подпитки от 44 до 80/81 и обогащением топлива в твэлах от 4,95% до 6,45% ²³⁵U.

При формировании топливных загрузок соблюдались следующие ограничения:

- 1) Отрицательный коэффициент реактивности по температуре теплоносителя;
- 2) Концентрация борной кислоты в начале кампании на полной мощности составляет ~9,5 г/кг;
- 3) Максимальное относительное энерговыделение твэла не превышает 1,52;
- 4) Эффективность аварийной защиты без наиболее эффективного ПС СУЗ на мощности не менее 7%;
- 5) Содержание оксида эрбия в подпитке среднем составляет ~0,6%.

Для каждого топливного цикла с определенным количеством свежих ТВС выбиралась картограмма и схема перестановок, которые сохранялись при изменении обогащения подпитки.

На рис. 7 приведена зависимость глубины выгорания выгружаемого топлива от длительности кампании реактора при различном количестве ТВС подпитки и обогащении топлива в твэлах. На рис. 8 приведена зависимость удельного расхода природного урана от длительности кампании реактора при различном количестве ТВС подпитки и обогащении топлива в твэлах. Под референсным топливным циклом понимается стационарный 18-месячный цикл с 68 ТВС подпитки и средним обогащением топлива 4,4% по ^{235}U .

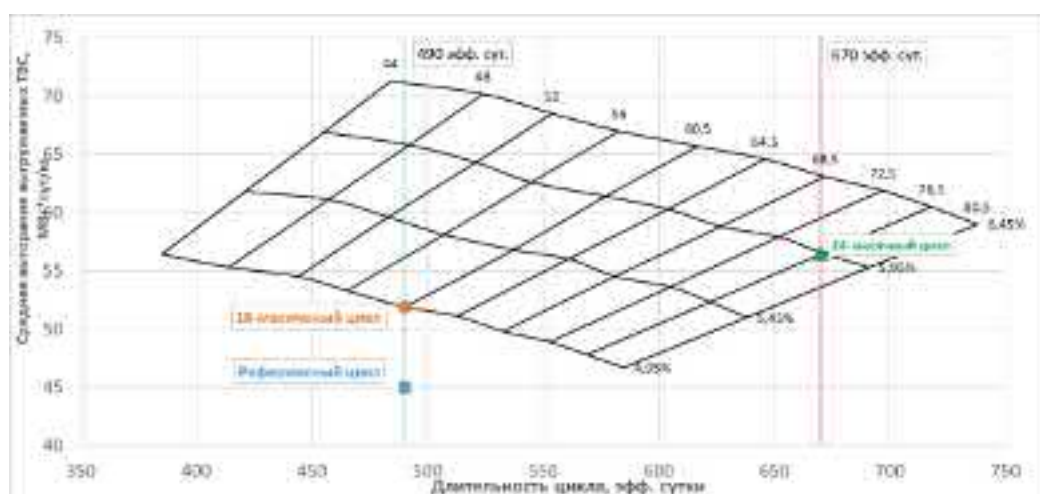


Рис. 7. Зависимость глубины выгорания выгружаемого топлива от длительности кампании

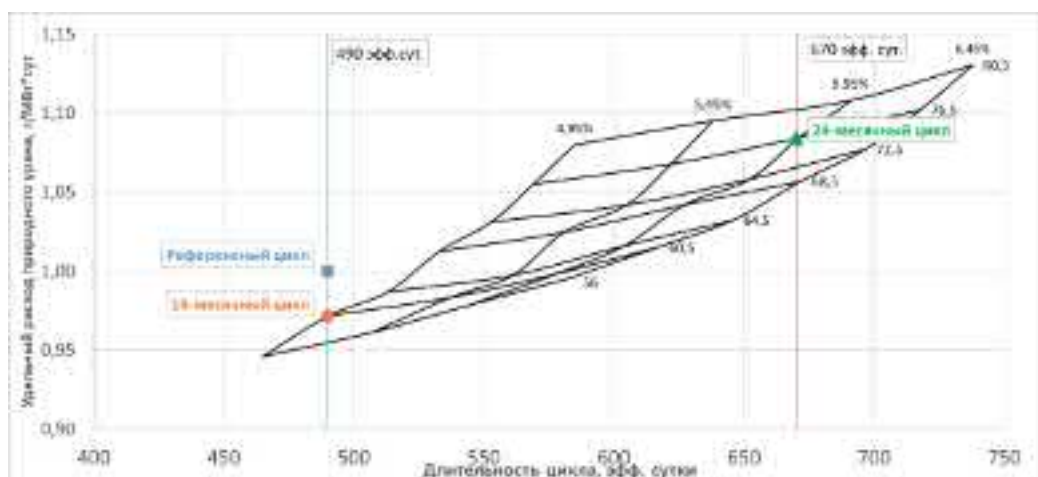


Рис. 8. Зависимость расхода природного урана от длительности кампании

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Формирование 18-месячного топливного цикла возможно при использовании 60 ТВС подпитки и обогащения топлива твэлов 4,95% по ^{235}U . Использование

рассмотренного топливного цикла позволяет сократить удельный расход природного урана на 3% по сравнению с референсным топливным циклом. Формирование 24-месячного топливного цикла возможно при использовании 76 ТВС подпитки и обогащения топлива твэлов 5,95% по ^{235}U .

В результате нейтронно-физических расчетов был сформирован набор топливных циклов длительностью от 385 до 738 эффективных суток и средним выгоранием выгружаемого топлива от 71,3 до 46,7 МВт*сут/кг. Использовались загрузки с количеством ТВС подпитки от 44 до 80/81 и обогащением топлива в твэлах от 4,95 до 6,45% по ^{235}U .

Выводы

Использование в качестве выгорающего поглотителя комбинации оксида гадолиния в твэгах и оксида эрбия, равномерно распределенного по твэлам, позволяет формировать топливные циклы различной длительности. Возможность изменения количества твэгов и содержания эрбия в твэлах заметно упрощает управление такими параметрами, как распределение энерговыделения, коэффициенты реактивности, критическая концентрация борной кислоты при разработке топливных циклов.

Список литературы

1. *Light Water Reactor Fuel Enrichment beyond the Five Per Cent Limit: Perspectives and Challenges. IAEA-TECDOC-1918, 2020.*
2. *02-TVSK-DR-RRB-07-rus Описание конструкции ТВС-Квадрат.*
3. *SSP-10/407 Equilibrium Core Design 18-Month, Low-Leakage, 3-Loop PWR Model. 2010.*
4. *SSP-10/438 Rev3 «SIMULATE5 Advanced Three-Dimensional Multi-Group Reactor Analysis Code». Copyright 2021, Studsvik Scandpower, Inc.*
5. *SSP-10/437 Rev1 «CMSLINK5 User's Manual». Copyright 2021, Studsvik Scandpower, Inc.*
6. *SSP-07/431 Rev4 «CASMO5 A FUEL ASSEMBLY BURNUP PROGRAM User's Manual». Copyright 2021, Studsvik Scandpower, Inc.*

УДК 669.296.055:621.039.53

РАЗВИТИЕ ЦИРКОНИЕВЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ТВС-КВАДРАТ

М.Н. Саблин, О.Ю. Милешкина, М.М. Перегуд, А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов

АО «ВНИИНМ», Москва

С.А. Никулин

НИТУ «Московский институт стали и сплавов», Москва

С.Г. Еремин, Е.М. Муралева, А.О. Посевин

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

А.Ф. Радостин

АО «ТВЭЛ», Москва

Представлены результаты исследований по влиянию химического состава и структурно-фазового состояния циркониевых сплавов на свойства комплектующих для ТВС-КВАДРАТ. Показано, что корректировка фазового состава сплавов Э110опт и Э635 позволило улучшить коррозионную стойкость ДР, ПР и НК. Повышение степени рекристаллизации сплава Э635 позволяет повысить стойкость НК к радиационному формоизменению, не оказывая при этом влияния на механические свойства сплава под облучением и стойкость к радиационному росту.

Ключевые слова: циркониевые сплавы, фазовый состав, структурное состояние, коррозия, механические свойства, нейтронное облучение, ползучесть.

THE EVOLUTION OF ZIRCONIUM ALLOYS FOR TVS-KVADRAT

M.N. Sablin, O.Y. Mileshkina, M.M. Peregud, A.Y. Shevykov, V.A. Markelov

JSC «VNIINM», Moscow

S.A. Nikulin

NITU «Moscow Institute of steel and alloys», Moscow

S.G. Eremin, E.M. Muraleva, A.O. Posevin

Stock Company «SSC RIAR», Dimitrovgrad

A.F. Radostin

JSC «TVEL», Moscow

The results of studies of the effect of the zirconium alloys chemical composition and structural-phase state on the properties of components for TVS-KVADRAT are presented. It is shown that the correction of the phase composition of alloys E110opt and E635 improves the corrosion resistance of SG, MG and GT. The increased degree of recrystallization of the E635 alloy makes it possible to increase the resistance of GT to radiation shape change, which is not ensured by the mechanical properties of the alloy under the influence of irradiation and resistance to radiation induced growth.

Keywords: zirconium alloys, phase composition, structural state, corrosion, mechanical properties, neutron radiation, creep.

Введение

В период 2014-2020 гг. на блоке №3 шведской АЭС «Ringhals» (реактор PWR) была проведена промышленная эксплуатация первых четырех реперных тепловыделяющих сборок российской разработки – ТВС-КВАДРАТ. В качестве конструкционных материалов для изготовления ДР и ПР были использованы листы из сплава Э110опт на основе губчатого циркония (Zr-1%Nb-0,07% Fe-0,07% O) для НК и ЦТ трубы из сплава Э635 (Zr-1% Nb-1,2% Sn-0,35% Fe). Результаты эксплуатации первых реперных ТВС были признаны положительными, что позволило рассмотреть возможность полноценной загрузки активной зоны данного реактора российскими ТВС-КВАДРАТ.

Результаты до- и послереакторных исследований циркониевых комплектующих ТВС-КВАДРАТ показали, что исчерпаны не все возможности по улучшению их эксплуатационных характеристик. В частности, в структуре листов для дистанционирующих решеток (ДР) и перемешивающих решеток (ПР) было выявлено наличие частиц β -Zr-фазы, оказывающей отрицательное влияние на их коррозионную стойкость [1]. Интенсивный рост направляющих каналов (НК) после первого года эксплуатации мог являться следствием использования материала для изготовления НК в частично-рекристаллизованном структурном состоянии [2].

Целью работы являлось улучшение эксплуатационных характеристик циркониевых комплектующих из сплавов Э110опт и Э635 для ТВС-КВАДРАТ путем оптимизации их структурно-фазового состояния.

В данной работе представлены результаты исследований по влиянию структурно-фазового состояния сплавов Э110опт и Э635 на их коррозионную стойкость. Приведены результаты исследований по влиянию структурного состояния на стойкость к радиационно-термической ползучести при сжатии, радиационному росту и механические свойства труб после нейтронного облучения в реакторе БОР-60.

По результатам выполненных исследований были усовершенствованы режимы термической обработки листов для ДР и ПР и труб для НК, которые позволили улучшить их коррозионную стойкость и стойкость к радиационно-термической ползучести.

Материалы и методы исследований

Исследования выполнены на материале труб диаметром 12,6 мм (с толщиной стенки 0,68 мм) из сплава Э635 и листов толщиной 0,5 мм из сплава Э110опт, требования к химическому составу которых приведены в табл. 1.

Таблица 1

Требования к химическому составу труб и листов из сплавов Э635 и Э110опт

Химический элемент	Сплав	
	Э110опт	Э635
	Требования к содержанию, % масс.	
Ниобий	0,9-1,1	0,9-1,2
Олово	–	1,1-1,42
Железо	0,04-0,07	0,30-0,47
Кислород	0,070-0,099	0,05-0,12

Металлографические исследования структуры образцов труб и листов были выполнены с помощью оптического микроскопа Olympus GX 51 при различных увеличениях в белом и поляризованном свете.

Исследование микроструктуры образцов труб и листов с анализом структурно-фазового состояния проводили с помощью просвечивающего электронного микроскопа JEOL JEM-2000FXII методом трансмиссионной электронной микроскопии фольг (ТЭМ). Методом ТЭМ были определены степень рекристаллизации, средний размер зерен, концентрация и средний размер выделений. Степень рекристаллизации определяли как отношение суммарной площади рекристаллизованных зерен к площади всей фотографии (в процентах). Определение среднего размера зерен проводили методом секущих на изображениях, полученных при увеличениях $\times 2000$ и $\times 5000$. Средний размер и концентрацию выделений частиц второй фазы определяли с помощью программы «Analysis» по изображениям микроструктуры, полученным при увеличениях $\times 20000$ и $\times 25000$.

Коррозионные испытания образцов труб и листов выполнялись в автоклавных условиях при температуре 400 °С (Р=10,5 МПа, деаэрированный пар). Высота трубчатых образцов составляла 30 мм, для листов размер образцов составлял 30×40 мм. Взвешивание образцов труб и листов для измерения привеса осуществлялся после каждых 30 суток испытаний.

Механические свойства труб и листов определяли при комнатной и повышенной (350 °С) температуре на испытательной машине типа INSTRON, при температуре 350 °С использовалась климатическая камера INSTRON. Определяли временное сопротивление разрыву – предел прочности σ_B , условный предел текучести $\sigma_{0,2}$, относительное удлинение δ_0 . Скорость деформирования составляла 1 мм/мин. На каждый вид испытаний было использовано по 3 трубчатых образца длиной 170 мм и три плоских образца длиной 150 мм.

Реакторные испытания образцов труб на стойкость к радиационно-термической ползучести при сжатии, радиационному росту и определение механических свойств проводили в реакторе БОР-60 в течение 8 микрокампаний (флюенс быстрых нейтронов $\sim 3 \times 10^{22}$ см⁻²).

Определение кратковременных механических свойств облученных образцов труб при комнатной температуре проводили на универсальной серво-электронной

испытательной системе INSTRON, при температуре 300 °С использовалась климатическая камера INSTRON. Определяли временное сопротивление разрыву – предел прочности σ_B , условный предел текучести $\sigma_{0,2}$, относительное удлинение δ_0 . Скорость деформирования составляла 1 мм/мин. На каждый вид испытаний было использовано по 3 трубчатых образца длиной 38 мм.

Стойкость образцов труб к радиационно-термической ползучести при сжатии и растяжении оценивалась по результатам испытаний в специально разработанных облучательных устройствах при температуре (315-325) °С. Длина образцов составляла 60 мм, нагрузка – 119 МПа.

Результаты исследований

Листы для ДР и ПР из сплава Э110опт

Результаты металлографических и ТЭМ-исследований образцов листов из сплава Э110опт, использованных для изготовления ДР и ПР реперных ТВС-КВАДРАТ, представлены на рис. 1 и 2.

Как видно из представленных результатов, по металлографическим фотографиям структурное состояние листов можно оценить как частично-рекристаллизованное (рис. 1). Зеренная структура листов однородная, фазовых неоднородностей не выявлено.

ТЭМ-исследования показали, что структура листов в состоянии поставки частично- рекристаллизована (степень рекристаллизации составляет ~30%) (рис. 2,а). В α -Zr матрице наблюдаются частицы выделений фазы β -Nb средним размером 50 нм и фазы Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$) со средним размером 130 нм. Обнаружены частицы метастабильной фазы β -Zr размером до 500 нм (рис. 3,б,в). Средняя концентрация всех частиц в металле листов составила $4,3 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$, β -Nb-фазы – $2,9 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$ и фазы Лавеса – $1,4 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$.

Анализ деформационно-термических параметров изготовления листов показал, что причиной появления частиц β -Zr-фазы в материале листов является повышенная температура промежуточных отжигов. Поэтому исключение образования выделений β -Zr в структуре листов может быть достигнуто за счет снижения температуры отжигов на переделах изготовления листов до температуры, менее чем температура существования ($\alpha_{Zr} + \beta_{Zr}$) – области (менее 600 °С).

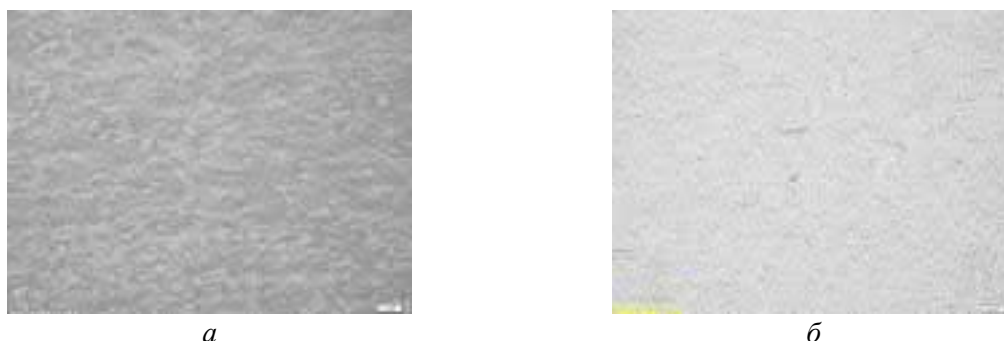


Рис. 1. Зеренная (а) и микроструктура (б) листов из сплава Э110опт, изготовленных по штатной технологии, x500 крат

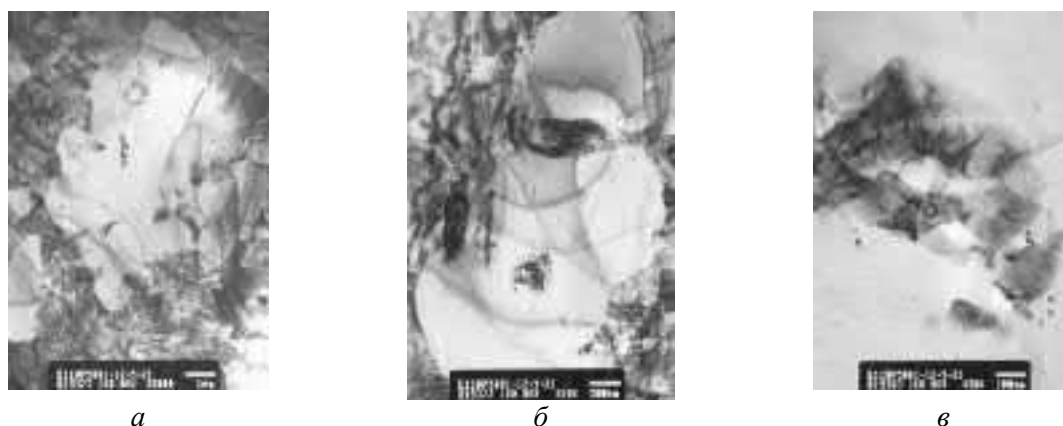


Рис. 2. ТЭМ-фотографии структуры листов из сплава Э110опт, изготовленных по штатной технологии: а – общий вид структуры; б, в – фрагментированные частицы β -Zr

Таблица 2

Механические свойства листов из сплава Э110опт в состоянии поставки и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР) (поперечное направление)

Режим отжига	Тисп= 20^{+15}_{-10} °C			Тисп = (350 ± 5) °C		
	σ_B , кгс/мм ²	$\sigma_{0,2}$, кгс/мм ²	δ , %	σ_B , кгс/мм ²	$\sigma_{0,2}$, кгс/мм ²	δ , %
Штатный отжиг	<u>44-47</u> 45	<u>41-44</u> 43	<u>31-36</u> 35	<u>24-28</u> 26	<u>21-24</u> 23	<u>35-39</u> 38
Штатный отжиг+ отжиг ДР(ПР)	<u>37-42</u> 39	<u>31-35</u> 34	<u>47-50</u> 49	<u>15-19</u> 17	<u>11-12</u> 11	<u>53-57</u> 55

Кроме того, листы являются полуфабрикатами для изготовления ДР и ПР, которые подвергаются рекристаллизационному отжигу. Результаты определения механических свойств листов после штатного финишного отжига и дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР (ПР), приведены в табл. 2. Как видно из табл. 2, такое различие в режиме финишного отжига листов и ДР (ПР) приводило к значительным различиям в механических свойствах листов и пластинчатых деталей ДР(ПР). Кроме того, данные табл. 2 показали невозможность осуществления постоянного контроля механических свойств пластинчатых деталей ДР (ПР) и повышение неопределенностей при проведении конструкторских расчетов напряженно-деформированного состояния ДР(ПР). Поэтому для обеспечения идентичности механических свойств листов для ДР(ПР) и пластинчатых деталей ДР (ПР) в состоянии поставки было рекомендовано повышение температуры финишного отжига листов до уровня, обеспечивающего формирование идентичного структурного состояния материала листов и пластинчатых деталей ДР(ПР). Повышение температуры финишного отжига листов потребовало выполнения работ по корректировке требований технической документации к механическим свойствам листов. Совместно с разработчиком ТВС были созданы новые требования к механическим свойствам листов и откорректирована техническая документация (табл. 3)

Таблица 3

Требования к механическим свойствам листов до и после корректировки
 (поперечное направление)

Требования, не менее	Тисп= 20 ⁺¹⁵ ₋₁₀ °С			Тисп = (350±5)°С		
	σ _в , кгс/мм ²	σ _{0,2} , кгс/мм ²	δ, %	σ _в , кгс/мм ²	σ _{0,2} , кгс/мм ²	δ, %
До корректировки	26	20	30	14	12	35
После корректировки	26	20	35	14	9	35

На основании полученных данных были оптимизированы параметры термической обработки листов в части снижения температуры промежуточных отжигов и повышения температуры финишного отжига.

Результаты металлографических и ТЭМ-исследований листов, изготовленных с применением усовершенствованных параметров термической обработки, приведены на рис. 3-4. Металлографические исследования показали, что снижение температуры промежуточного отжига и повышение температуры финишного отжига листов привели к формированию равновесной рекристаллизованной зеренной структуры (рис. 3,а,б). Неоднородностей зеренной структуры в металле листов не выявлено. Дополнительный отжиг листов, имитирующий отжиг ДР(ПР), не привел к изменению зеренной и микроструктуры листов (рис. 3,в,г).

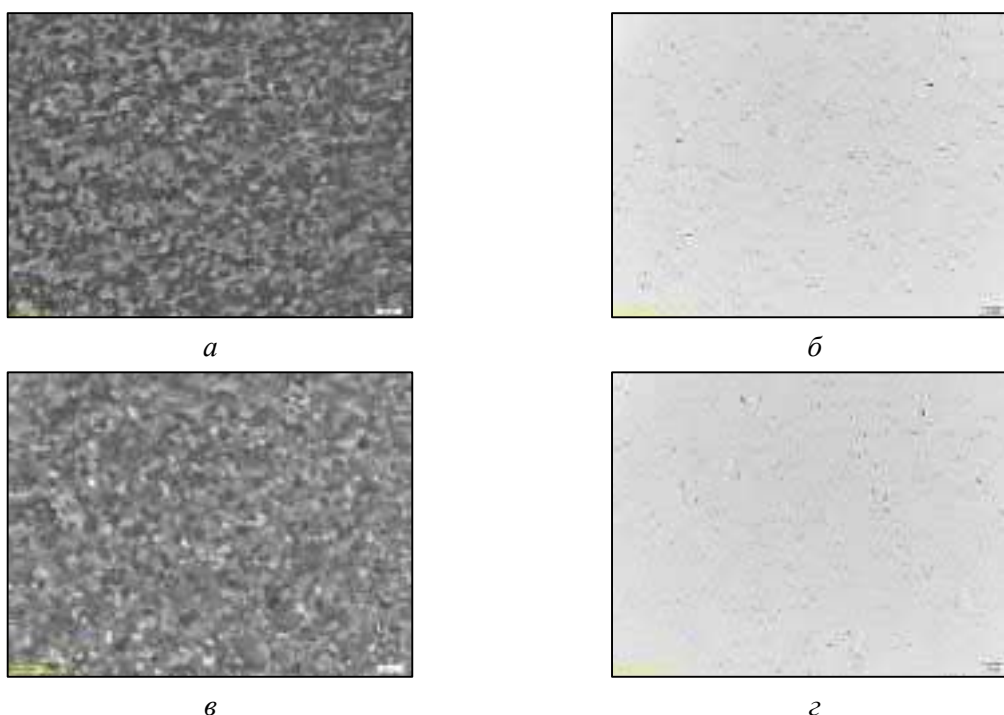


Рис. 3. Зеренная и микроструктура листов из сплава ЭИ100пт, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки (а,б) и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР) (в,г), x500 крат

ТЭМ-исследования показали, что структура листов, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки, полностью рекристаллизована (степень рекристаллизации составляет ~100%) (рис. 4,а). В α -Zr матрице наблюдаются частицы фазы β -Nb средним размером 55 нм и фазы Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$) средним размером 120 нм (рис 4,б).

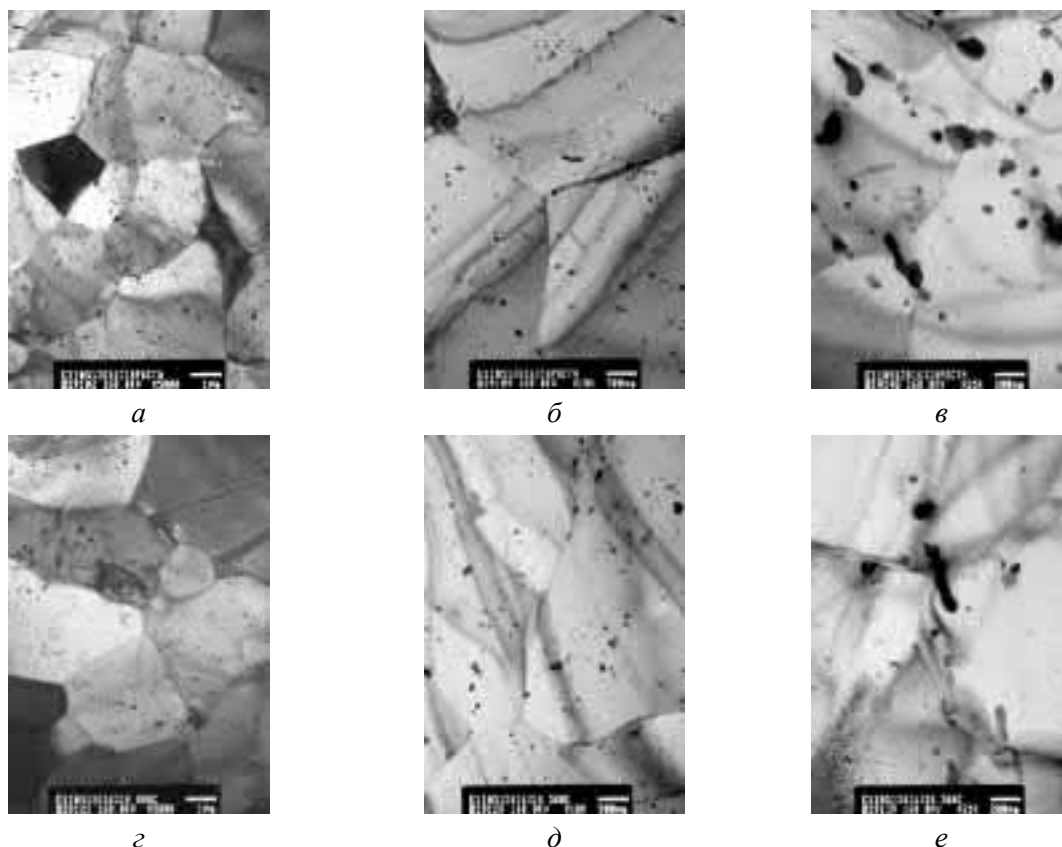


Рис. 4. ТЭМ-фотографии структуры листов из сплава Э110опт, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки (а,б) и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР) (в,г)

Средняя концентрация всех частиц в металле листов составила $4,6 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$, β -Nb-фазы – $3,2 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$ и фазы Лавеса – $1,7 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Наблюдаются отдельные частицы фрагментированной β -Zr фазы, претерпевающей распад и перерастворение на фазу β -Nb и фазу Лавеса (рис. 4,в).

Дополнительный отжиг листов, имитирующий отжиг ДР(ПР), не привел к заметным изменениям в их структуре. Средний размер частиц β -Nb-фазы составил 53 нм, а фазы Лавеса – 112 нм. Средняя концентрация выделений всех частиц в металле листов осталась на уровне $5,7 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$, фазы β -Nb – $4,3 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$, фазы Лавеса – $1,4 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Выделений частиц β -Zr фазы монотектоидного состава не выявлено. Также как и до дополнительного отжига, в структуре листов наблюдаются отдельные частицы фрагментированной β -Zr фазы, претерпевающей распад и перерастворение на фазу β -Nb и фазу Лавеса (рис. 4,е).

Результаты определения механических свойств листов, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки (а,б) и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР), показаны в табл. 4.

Таблица 4

Механические свойства листов из сплава Э110опт, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР) (поперечное направление)

Вариант изготовления	20 °С			350 °С		
	σ_B , кг/мм ²	$\sigma_{0,2}$, кг/мм ²	δ , %	σ_B , кг/мм ²	$\sigma_{0,2}$, кг/мм ²	δ , %
Усовершенствованный режим отжига	<u>39-39</u> 39	<u>34-34</u> 34	<u>49-50</u> 50	<u>17-17</u> 17	<u>12-12</u> 12	<u>57-57</u> 57
Усовершенствованный режим отжига + отжиг ДР(ПР)	<u>39-39</u> 39	<u>34-35</u> 34	<u>49-49</u> 49	<u>17-17</u> 17	<u>12-12</u> 12	<u>58-60</u> 59
Требования, не менее	26	20	35	14	9	35

По механическим свойствам листы, изготовленные по усовершенствованным параметрам термической обработки, соответствуют выставленным требованиям (табл. 4). Применение дополнительного отжига не привело к изменению механических свойств листов, что подтверждает идентичность структурного состояния листов в состоянии поставки и после дополнительного отжига, имитирующего отжиг ДР(ПР).

Для оценки влияния предпринятых изменений режимов термической обработки листов на их коррозионную стойкость были проведены длительные коррозионные испытания листов в деаэрированном паре при $T=400$ °С ($P=10,5$ МПа, 120 суток). Результаты автоклавных коррозионных испытаний приведены на рис. 5.

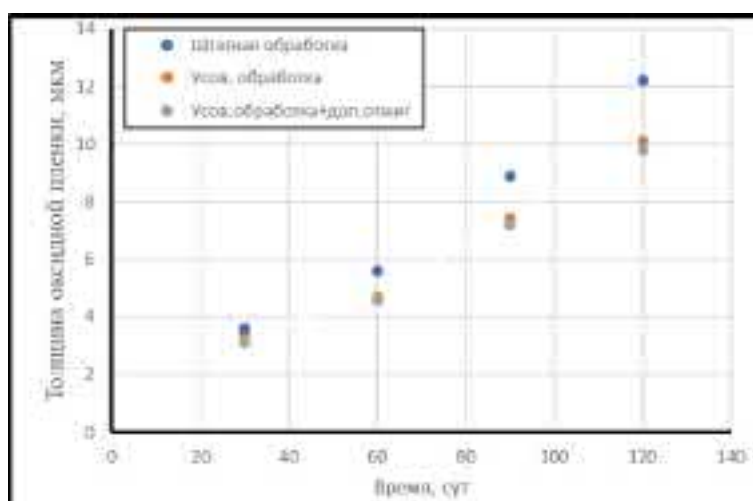


Рис. 5. Стойкость к коррозии ($T=400$ °С, $P=10,5$ МПа, деаэрированный пар) листов из сплава Э110опт, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки

Результаты коррозионных испытаний подтвердили, что использование усовершенствованных параметров термической обработки при изготовлении листов оказало положительное влияние на их коррозионную стойкость (рис. 5). Толщина оксидной пленки на поверхности листов снизилась на примерно 20%.

Таким образом, выполненные работы по усовершенствованию параметров термической обработки листов позволили обеспечить постоянный контроль механических свойств пластинчатых деталей ДР(ПР) за счет обеспечения идентичности структурных состояний материала листов и пластинчатых деталей ДР, а также улучшить коррозионную стойкость листов и пластинчатых деталей ДР(ПР).

НК и ЦТ из сплава Э635

Результаты металлографических исследований образцов НК из сплава Э635, использованных для реперных ТВС-КВАДРАТ, представлены на рис. 6.

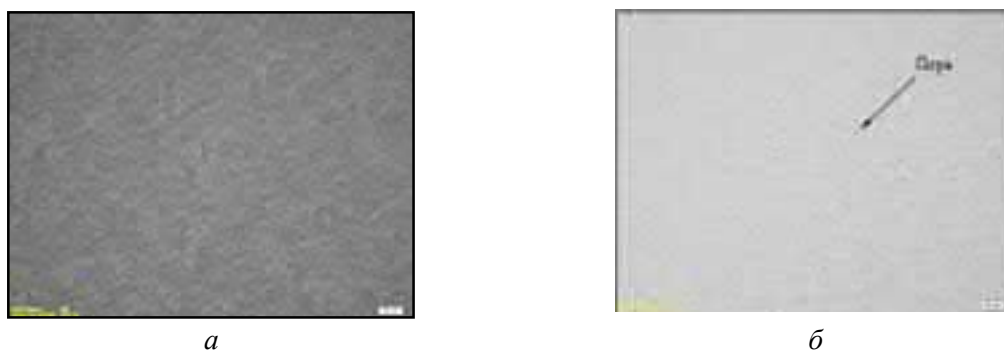


Рис. 6. Зеренная (а) и микроструктура (б) труб НК из сплава Э635, изготовленных по штатной технологии, $\times 500$ крат

Результаты металлографических исследований показали, что структурное состояние труб НК частично – рекристаллизованное. Зеренная структура равномерна, неоднородностей не было выявлено (рисунок 6,а). Распределение частиц второй фазы в материале труб равномерно. Наблюдались отдельные поры размером до 2 мкм (рис. 6,б).

Результаты ТЭМ-исследований образцов труб НК приведены на рис. 7. ТЭМ-исследования также показали, что структура труб НК является частично – рекристаллизованной (рис. 7,а). Степень рекристаллизации составила $\sim 50\%$. В структуре труб наблюдаются выделения частиц фазы Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$) размером 110 нм при концентрации $2,7 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$ (рис. 7,б). Также выявлены частицы Т-фазы ($(Zr,Nb)_2Fe$) размером до 500 нм (рис. 7,в).

Ранее проведенные исследования показали, что повышение коррозионной стойкости труб из сплава Э635 может быть достигнуто за счет диспергирования частиц второй фазы (до среднего размера частиц менее 100 нм) и оптимизации фазового состава (исключение образования частиц Т-фазы) [3]. Диспергирование частиц второй фазы и исключение образования частиц Т-фазы достигалось за счет снижения

температуры промежуточного отжига при изготовлении труб до менее 600 °С. Такой же подход был применен и при корректировке параметров промежуточного отжига при изготовлении труб НК для ТВС PWR. Так как диспергирование частиц второй фазы привело к увеличению упругих свойств сплава, температура финишного отжига была повышена на 15 °С (с 525 до 540 °С).

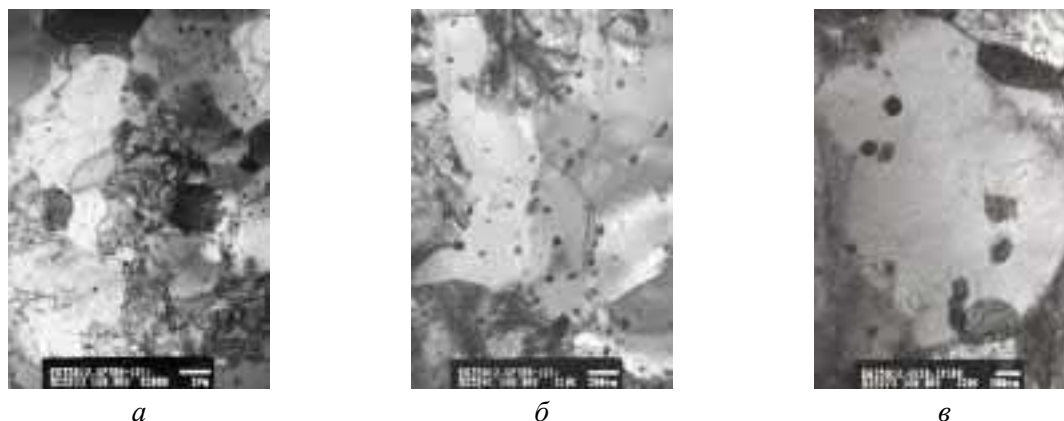


Рис. 7. ТЭМ-фотографии структуры труб НК из сплава Эб35, изготовленных по штатной технологии

Результаты ТЭМ-исследований труб, изготовленных по усовершенствованному процессу, приведены на рис. 8.

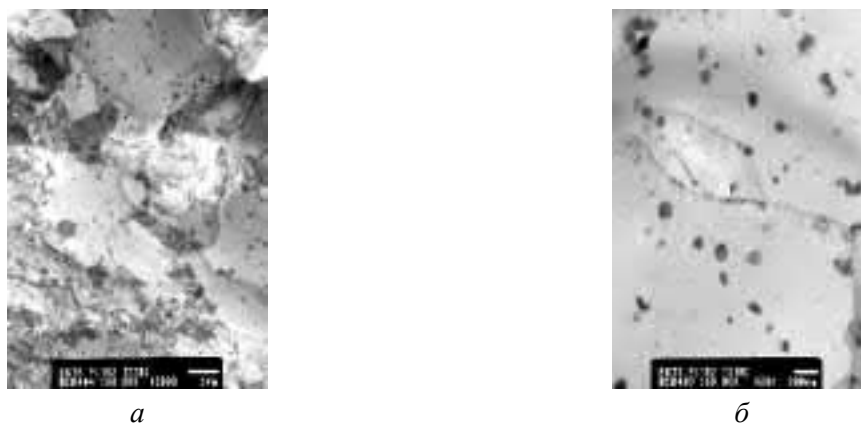


Рис. 8. ТЭМ-фотографии структуры труб НК из сплава Эб35, изготовленных по усовершенствованной технологии

ТЭМ-исследования показали, что повышение температуры финишного отжига до 540 °С не привело к формированию рекристаллизованной структуры. При этом степень рекристаллизации материала труб повысилась с 50 до 70%. Понижение температуры промежуточного отжига до 580 °С привело к снижению размера частиц фазы Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$) до 90 нм и повышению их концентрации до $3,5 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Частицы Т-фазы ($(Zr,Nb)_2Fe$) выявлены не были.

Результаты сравнительных исследований стойкости труб к коррозии представлены на рис. 9.

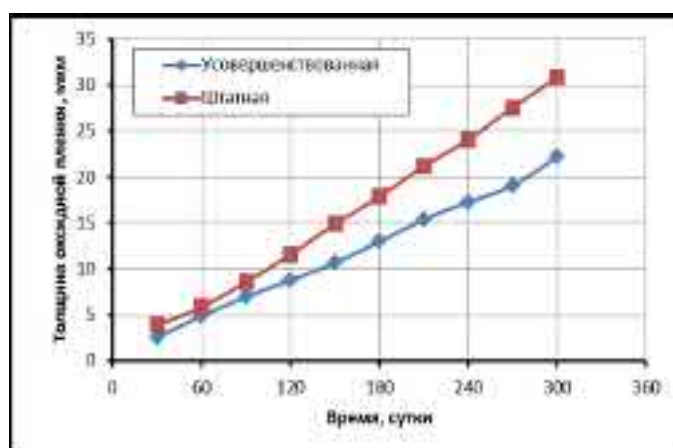


Рис. 9. Стойкость к коррозии ($T=400\text{ }^{\circ}\text{C}$, $P=10,5\text{ МПа}$, деаэрированный пар) труб из сплава Э1635, изготовленных по усовершенствованным параметрам термической обработки

Представленные результаты показывают, что за достигнутое время испытаний трубы, изготовленные по усовершенствованной технологии, имеют преимущество в коррозионной стойкости не менее чем на 20%.

Результаты сравнительных исследований механических свойств труб из сплава Э635, изготовленных по различным вариантам, приведены в табл. 5.

Таблица 5

Механические свойства труб НК из сплава Э635,
изготовленных по различным вариантам

Вариант изготовления	Продольное направление					
	20 °С			350 °С		
	Бв, МПа	$\sigma_{0,2}$, МПа	δ , %	Бв, МПа	$\sigma_{0,2}$, МПа	δ , %
Штатный	<u>515-525</u> 520	<u>400-410</u> 405	<u>40-43</u> 41	<u>300-310</u> 305	<u>230-240</u> 235	<u>46-47</u> 47
Усоверш.	<u>540-560</u> 550	<u>420-440</u> 430	<u>38-42</u> 40	<u>300-320</u> 310	<u>215-225</u> 220	<u>48-50</u> 49

Прочностные свойства труб, изготовленных по усовершенствованному режиму термической обработки, превышают свойства труб, изготовленных по штатному режиму. Пластические свойства труб при изменении режимов отжига практически не изменились (табл. 5).

Таким образом, корректировка параметров промежуточного и финишного отжига при изготовлении труб НК из сплава Э635 позволила повысить стойкость труб к коррозии и повысить их механические свойства в исходном состоянии.

Влияние степени рекристаллизации на механические свойства и стойкость к радиационному формоизменению сплава Э635

На сегодняшний день использованы не все возможности по улучшению эксплуатационных характеристик труб НК из сплава Э635. Как показали результаты металлографических и ТЭМ-исследований, материал труб НК, даже после повышения температуры финишного отжига, находится в частично-рекристаллизованном структурном состоянии. Одним из возможных путей улучшения стойкости НК к формоизменению (стойкость к радиационному росту и радиационно-термической ползучести) может быть повышение степени рекристаллизации сплава Э635. Исследования в этом направлении применительно к циркониевым комплекующим ТВС активно проводятся зарубежными специалистами [4-7].

В качестве материала исследований были использованы трубы из сплава Э635 на основе губчатого циркония в различных структурных состояниях. Образцы труб НК из сплава Э635 были подвергнуты нейтронному облучению в исследовательском реакторе БОР-60.

В табл. 6 представлены результаты исследований механических свойств труб из сплава Э635 на основе губчатого циркония после нейтронного облучения.

Таблица 6

Механические свойства труб из сплава Э635 на основе губчатого циркония после облучения в реакторе БОР-60 (продольное направление)

Степень рекристаллизации, %	Флюенс нейтронов (E > 0,1 МэВ, см ⁻²)	Температура испытаний, °С	σ _в , МПа	σ _{0,2} , МПа	δ,
70 (Тотж = 540 °С)	2,30×10 ²²	20	<u>790-811</u> 802	<u>881-904</u> 896	<u>8,9-10,3</u> 9,7
		300	<u>658-726</u> 676	<u>717-807</u> 753	<u>9,1-9,8</u> 9,4
100 (Тотж=610 °С)	2,61×10 ²²	20	<u>774-800</u> 784	<u>867-894</u> 877	<u>9,2-10,6</u> 9,8
		300	<u>638-655</u> 647	<u>704-727</u> 716	<u>8,9-10,1</u> 9,6

Как видно из представленных результатов, нейтронное облучение способствует значительному повышению прочностных свойств сплава независимо от степени рекристаллизации исходного материала: предел прочности возрастает в 1,6-1,8 раза при T_{исп} = 20 °С и в 2,5-2,7 раза при T_{исп} = 350 °С (табл. 5 и 6). Видно, что повышение степени рекристаллизации практически не оказало влияния на прочностные и пластические свойства труб после облучения.

Таким образом, накопление радиационных дефектов (скоплений вакансий, вакансионных дислокационных петель и др.) в материале при нейтронном облучении

оказывает большее влияние на механические свойства труб из сплава Э635, чем различие в степени рекристаллизации материала.

Известно, что радиационное упрочнение циркониевых сплавов в процессе нейтронного облучения влияет на их термическую ползучесть [4-7]. Результаты испытаний влияния труб из сплава Э635 на основе губчатого циркония в различных структурных состояниях на стойкость к радиационно-термической ползучести при сжатии ($T = 315\text{--}325\text{ }^\circ\text{C}$, $\sigma = 119\text{ МПа}$) и растяжении ($T = 315\text{--}325\text{ }^\circ\text{C}$, $\sigma = 100\text{ МПа}$) приведены на рис. 10. Согласно этим данным, с повышением степени рекристаллизации деформация ползучести уменьшается, а, следовательно, стойкость материала труб к радиационно-термической ползучести при сжатии и растяжении увеличивается.

При этом повышение степени рекристаллизации материала труб НК не оказало влияния на их стойкость к радиационному росту (рис. 11).

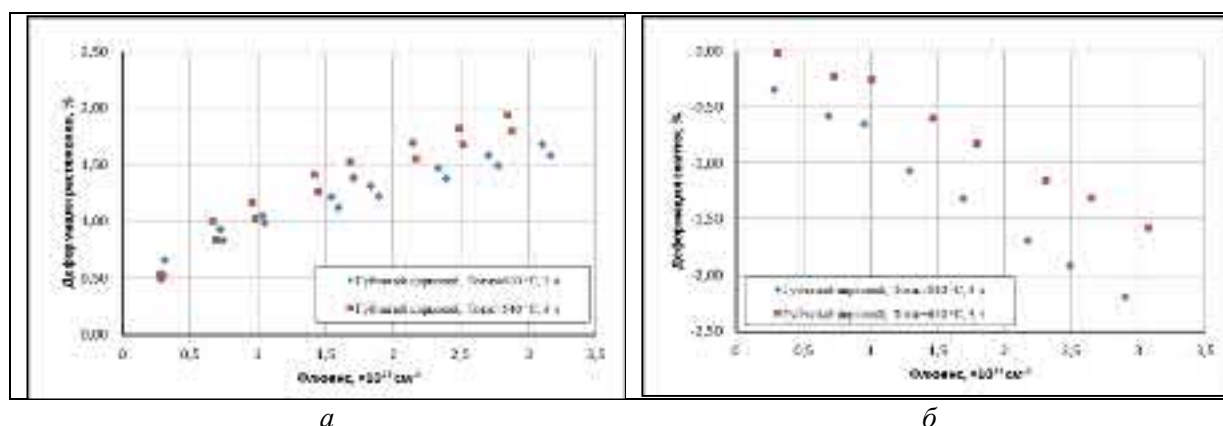


Рис. 10. Стойкость труб из сплава Э635 на основе губчатого циркония в различных структурных состояниях к радиационно-термической ползучести при сжатии ($T=315\text{--}325\text{ }^\circ\text{C}$, $\sigma=119\text{ МПа}$) и растяжении ($T=315\text{--}325\text{ }^\circ\text{C}$, $\sigma=100\text{ МПа}$) после облучения в реакторе БОР-60

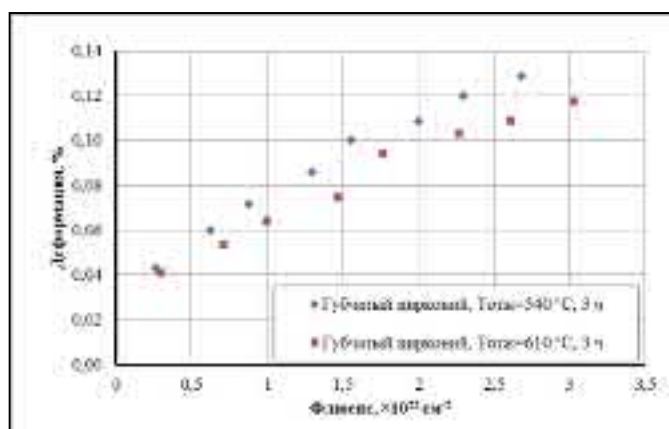


Рис. 11. Стойкость труб из сплава Э635 на основе губчатого циркония в различных структурных состояниях к радиационному росту после облучения в реакторе БОР-60

Выводы

1. Выполненные исследования показали возможность улучшения эксплуатационных характеристик сплавов Э110опт и Э635 за счет оптимизации их структурно-фазового состояния.

2. Усовершенствованные варианты изготовления листов для ДР(ПР) и труб для НК, позволившие повысить их стойкость к коррозии на ~20%, внедрены в серийное производство. Кроме того, корректировка режима отжига листов позволила обеспечить постоянный контроль механических свойств пластинчатых деталей ДР(ПР) за счет обеспечения идентичности структурных состояний материала листов и пластинчатых деталей ДР(ПР).

3. Использование сплава Э635 на основе губчатого циркония в рекристаллизованном структурном состоянии позволяет повысить стойкость труб НК к радиационно-термической ползучести при сжатии и растяжении, не оказывая при этом влияния на прочностные свойства и стойкость сплава к радиационному росту.

Список литературы

1. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Ф.Г. Циркониевые сплавы в атомной промышленности. М.: Энергоатомиздат, 1994. 253 с.
2. Adamson R.B., Coleman C.E., Griffiths M. Irradiation creep and growth of zirconium alloys: A critical review // *Journal of Nuclear Materials*. 2019. Vol. 521. P. 167-244.
3. Саблин М.Н., Никулина А.В., Шишов В.Н. и др. Оптимизация структурно-фазового состояния сплава Э635 в обеспечение повышения сопротивления коррозии. *Вопросы атомной науки и техники, Сер.: Материаловедение и новые материалы*, 2013, Вып. 1 (74). С. 83-90.
4. Del Luna I., Muñoz A., Pan G., Long Y. In-reactor creep behavior of Zirlo[®] and optimized Zirlo[™] cladding // *Proc. Meeting TOPFUEL 2018 (Prague, Czech Republic, 30 Sept.–04 Oct. 2018)*. 10 p.
5. De Abreu R.F., Bickel G.A., Buyers A.W., Donohue S.A., Dunn K., Griffiths M., Walters L. Temperature and neutron flux dependence of in-reactor creep for cold-worked Zr-2.5Nb // *ASTM STP 1597 – Zirconium in the Nuclear Industry: Proc. 18th International Symposium*. 2018. P. 938-964.
6. Yagnik S., Adamson R.B., Kobylansky G., Chen J.-H., Gilbon D., Ishimoto S., Fukuda T., Hallstadius L., Obukhov A. Effect of alloying elements, cold work, and hydrogen on the irradiation-induced growth behavior of zirconium alloy variants // *ASTM STP 1597 – Zirconium in the Nuclear Industry: Proc. 18th International Symposium*. 2018. P. 748-795.
7. Choi S.I., Kim J.H. Radiation-induced dislocation and growth behaviour of zirconium and zirconium alloys – A review // *Nuclear Engineering and Technology*. 2013. V. 45. P. 385-392.

УДК 621.039.54: 620.193.4

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВС-КВАДРАТ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА АЭС «RINGHALS-3»

А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов, В.И. Кузнецов, М.Н. Саблин
АО «ВНИИНМ», Москва

А.Ф. Радостин, А.А. Шишкин, А.В. Угрюмов
АО «ТВЭЛ», Москва

В настоящей работе представлены отдельные результаты изучения взаимосвязи окисления, наводороживания, механических характеристик, радиационного формоизменения и структурного состояния материала оболочек твэлов и дистанционирующих решеток из сплава Э110опт, а также труб направляющих каналов (НК) и инструментальной трубы (ИТ) из сплава Э635 с условиями эксплуатации в реакторе PWR. Комплекс послереакторных неразрушающих и разрушающих исследований оболочек твэлов, труб НК и ИТ и дистанционирующих решеток, отработавших в составе ТВС-К четыре топливных цикла в реакторе PWR на АЭС «Ringhals-3», включает в себя:

- визуальная инспекция;*
- измерение геометрических параметров;*
- измерение толщины оксидной пленки вихретоковым способом;*
- определение выгорания топлива методом гамма-сканирования;*
- металлографические исследования;*
- определение содержания водорода;*
- исследования сканирующей электронной микроскопией (СЭМ);*
- механические испытания при комнатной и рабочих температурах.*

Представленные экспериментальные данные подтверждают высокие эксплуатационные характеристики материалов, входящих в состав ТВС-К, и дают информацию об их коррозионной стойкости, прочности и размерной стабильности под облучением в борно-литиевом водно-химическом режиме реактора PWR.

Ключевые слова: ТВС-К, оболочка, PWR, сплав Э110опт, сплав Э635, облучение, коррозия.

TVS-K STUDY RESULTS AFTER OPERATION AT «RINGHALS-3» NPP

A.Y. Shevyakov, V.A. Markelov, V.I. Kuznetsov, M.N. Sablin

JSC «VNIINM», Moscow, AYShevyakov@bochvar.ru

A.F. Radostin, A.A. Shishkin, A.V. Ugryumov

JSC «TVEL», Moscow, AlFRadostin@tvel.ru

This paper presents some results of studying the relationship between oxidation, hydrogenation, mechanical characteristics, irradiation form change, and the structural state of the fuel rod claddings and spacing grids (SG) material made of E110opt alloy, guide tubes (GT) and instrumental tube (IT) material made of E635 alloy with operating conditions in the PWR reactor. The complex of post-irradiation destructive and non-destructive examination of fuel rod claddings and SGs made of E110opt alloy, GTs and IT made of E635 alloy that were used as a part of TVS-K for four cycles in the PWR reactor at Ringhals-3 NPP includes:

- visual inspection;*
- measurement of geometrical parameters;*
- measurement of oxide film thickness by eddy current method;*
- gamma-scanning of fuel rods with fuel burn-up determination;*
- conducting metallographic studies;*
- determination of hydrogen content;*
- conducting SEM studies;*
- determination of mechanical properties at the room and exploitation temperature.*

The presented experimental data confirm the high operational characteristics of the TVS-K structural materials and provide information on their corrosion resistance, strength, and dimensional stability under irradiation in the PWR reactor's boron-lithium water chemistry regime.

Keywords: TVS-K, cladding, PWR, E110opt alloy, E635 alloy, irradiation, corrosion.

Введение

В мае 2014 года была осуществлена постановка четырех сборок ТВС-К серии LFA на опытно-промышленную эксплуатацию (ОПЭ) в активную зону реактора PWR блока №3 АЭС «Ringhals». К настоящему времени эти сборки закончили ОПЭ, отработав четыре топливные кампании с достижением выгорания топлива 54,3 МВт-сут/кгU.

С целью обоснования надежности и работоспособности материалов, входящих в состав ТВС-К, требуются экспериментальные данные, характеризующие их свойства и поведение с точки зрения коррозионной стойкости в водно-химическом режиме (ВХР) реактора PWR, а также необходимо определение прочностных характеристик и сопротивления формоизменению под облучением при температуре и механических нагрузках реактора PWR в условиях промышленной эксплуатации. Для этого

необходимо провести комплекс материаловедческих исследований, нацеленных на получение экспериментальных результатов по состоянию оболочек твэлов и дистанционирующих решеток (ДР) из сплава Э110опт [1], а также труб направляющих каналов и инструментальной трубы из сплава Э635 [2] после эксплуатации в составе ТВС-К в реакторе PWR. Такая программа была успешно реализована в лабораториях «горячих» камер Студсвика, куда были доставлены три твэла после трех эксплуатационных циклов и пять твэлов и силовой каркас ТВС-К после четырех лет эксплуатации в реакторе PWR на АЭС «Ringshals-3» [3-5].

Материалы для исследований

Для получения экспериментальных данных по состоянию оболочек твэлов и ДР из сплава Э110опт, а также труб НК и ИТ из сплава Э635 была разработана и реализована программа послереакторных исследований (ПРИ).

После завершения третьей топливной кампании на АЭС «Ringshals-3» во время планово-предупредительного ремонта (ППР) из сборки с номером 0AM3 в бассейне выдержки извлекли три твэла (рисунок 1а), которые были направлены в Студсвик для проведения ПРИ. На место извлеченных твэлов были вставлены стальные вытеснители, после чего сборка продолжила эксплуатацию в четвертом топливном цикле.

После завершения ОПЭ (4 топливных цикла) на АЭС «Ringshals-3» четырех пилотных ТВС-К серии LFA в бассейне выдержки из сборки 0AM4 были извлечены все топливные элементы. Пять извлеченных твэлов вместе с каркасом ТВС-К (рис. 1б) были отправлены в Студсвик для проведения ПРИ. На рисунке 1б также представлены положения труб НК и ИТ, выбранных для проведения ПРИ.

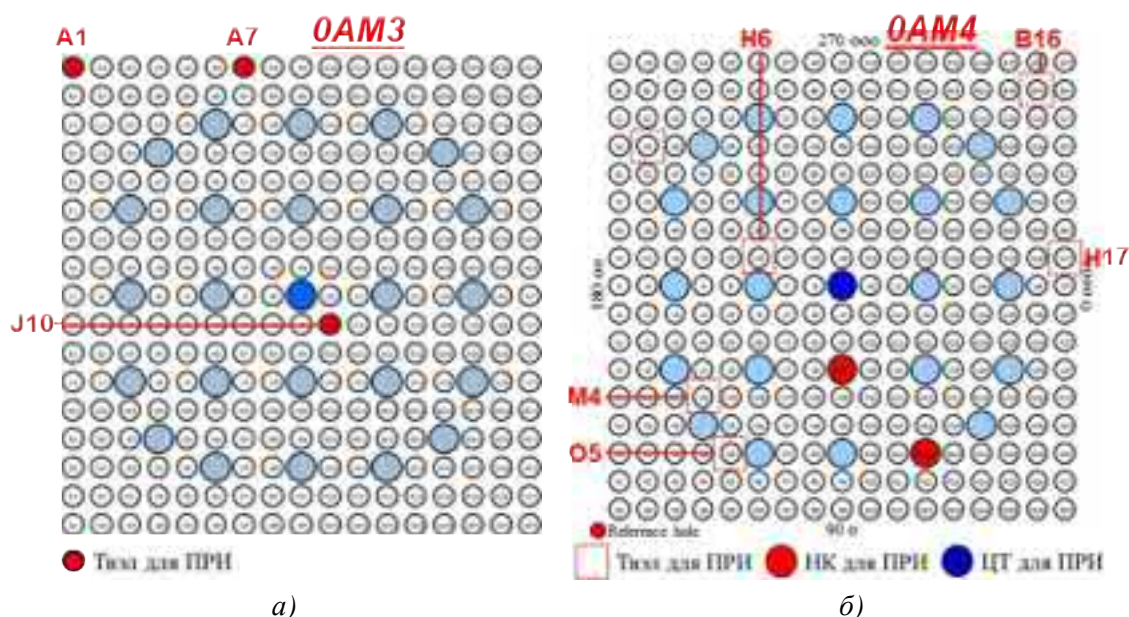


Рис. 1. Картограмма расположения твэлов и труб НК/ИТ в ТВС К 0AM3 (а) и ТВС-К 0AM4 (б)

Коррозионное состояние оболочек твэлов

Для проведения комплекса материаловедческих исследований твэлы были разрезаны на четыре сегмента. Необходимость разрезки каждого твэла обусловлена отсутствием возможности манипулирования полномасштабными твэлами в «горячих» камерах Студвика.

Во время проведения визуальной инспекции сегменты твэлов были зафиксированы в моторизованной измерительной приставке под камерой перископа таким образом, что были возможны как вращательные, так и поступательные перемещения. В результате вся поверхность исследуемых твэлов была заснята на видео. Визуальный осмотр показал, что все исследованные оболочки твэлов были в хорошем состоянии, без признаков отслоений оксидной пленки. На поверхности оболочек наблюдается «леопардовый» узор, характерный для отработавших твэлов этого типа. Было отмечено наличие в некоторых местах царапин на поверхности оболочек, появившихся в результате проведения технологических манипуляций с твэлами. Следов фреттинг-коррозии от взаимодействия с дистанционирующими решетками обнаружено не было, как и иных повреждений оболочек (рис. 2).



Рис. 2. Результаты визуальной инспекции оболочек твэлов

Результаты проведенных вихретоковых измерений толщины оксидной пленки на внешней поверхности оболочек твэлов показывают, что толщина оксидного слоя монотонно увеличивается с высотной координатой [6], достигая максимального значения на уровне порядка 3200 мм. Так, после трех лет эксплуатации максимальная толщина оксидной пленки имеет значение около 11 мкм, а после четырех лет эксплуатации около 14 мкм (рис. 3).

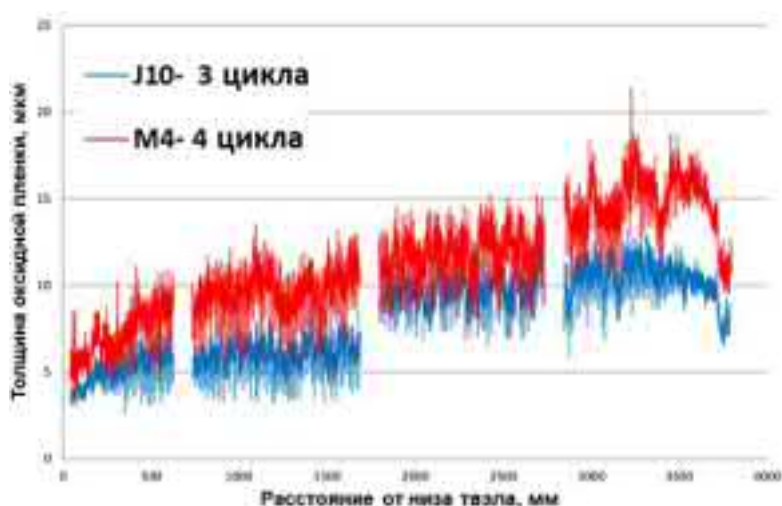


Рис. 3. Распределение толщины оксидной пленки на внешней поверхности оболочек по высоте твэла

Проведенные металлографические исследования коррозионного состояния (рис. 4) оболочек твэлов после трех лет облучения показали, что толщина оксидной пленки, образованной на их внешней поверхности, монотонно возрастает с ростом температуры и флюенса нейтронов от (4-5) мкм на нижнем высотном уровне до максимального значения (9-10) мкм на высоте около 3200 мм. Для оболочек твэлов, завершивших ОПЭ, наблюдается подобная картина, с максимальной толщиной оксидной пленки, находящейся на уровне 12 мкм. Оксидная пленка, образованная на внутренней поверхности твэлов, имеет равномерную толщину по высоте оболочки и находится на уровне (8-9) мкм. В микроструктуре поперечных образцов из оболочек твэлов на всех высотных уровнях обнаружены точечные и протяженные гидриды преимущественно тангенциальной ориентации и распределенные равномерно по сечению оболочек. Плотность гидридной фазы является низкой, что свидетельствует о незначительном наводороживании оболочек.

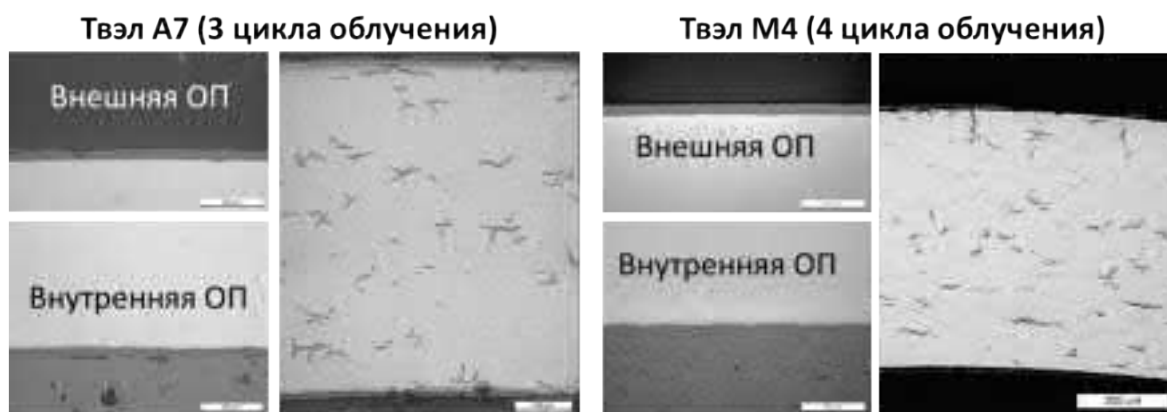


Рис. 4. Результаты металлографических исследований коррозионного состояния оболочек

Содержание водорода в оболочках твэлов из сплава Э110опт было определено методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа-носителя [7]. Как видно из представленных в табл. 1 результатов, на всех участках, где были проведены измерения, наблюдаются низкие значения содержания водорода. Полученные результаты полностью согласуются с низкой плотностью гидридов в структуре оболочек на исследованных участках.

Таблица 1

Содержание водорода в оболочках твэлов

№ твэла	Топливный цикл	Высотная координата, мм	Содержание водорода, ppm
A1	3	2190	43
A1	3	2940	23
A7	3	2220	77
A7	3	2958	77
J10	3	2190	35
J10	3	2940	31
H17	4	388	31
H17	4	2100	49
H17	4	3150	47
H17	4	3704	43

Формоизменение и прочностные характеристики оболочек твэлов

Результаты измерения длины твэлов после трех и четырех лет эксплуатации на АЭС «Ringhals-3» показывают, что относительный рост топливных элементов находится на уровне 0,5% (табл. 2). Отсутствие видимого увеличения длины твэлов во время последнего (четвертого) цикла облучения связано с тем, что деформация ползучести оболочки, находящейся в контакте с распухающим топливом, нивелирует эффект радиационного роста и ползучести под влиянием термогидравлических условий теплоносителя [8-10]. Это также подтверждается тем, что диаметр оболочки после четвертой топливной кампании увеличился по сравнению с диаметром трехгодичных твэлов. Результаты профилометрических измерений внешнего диаметра оболочек представлены на рис. 5. Показано, что все твэлы после эксплуатации имеют низкое значение овальности.

Таблица 2

Удлинение твэлов после эксплуатации на АЭС «Ringhals-3»

№ твэла	Топливный цикл	Выгорание, МВт·сут/кгU	Длина, мм	Удлинение, %
A1	3	38,0	3870,2	0,47
A7	3	40,4	3870,5	0,48
J10	3	42,0	3869,8	0,46
B16	4	55,8	0,55	
H6	4	49,8	3870,2	0,47
H17	4	54,8	3870,2	0,47
M4	4	55,7	3869,9	0,46
O5	4	51,3	3870,3	0,48

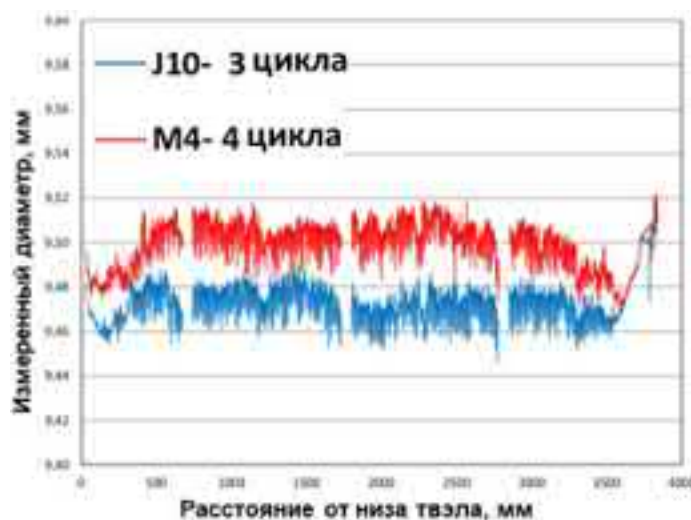


Рис. 5. Результаты профилеметрических измерений внешнего диаметра оболочек

Кратковременные механические испытания образцов оболочек твэлов после трех и четырех лет эксплуатации в реакторе PWR проводили в продольном и поперечном направлениях. Механические характеристики оболочек были получены как при комнатной, так и при рабочих температурах. По результатам проведения кратковременных механических испытаний показано, что прочностные характеристики оболочек твэлов после трех и четырех лет эксплуатации находятся на одном уровне (рис. 6), что говорит о выходе механических свойств на насыщение. Средние значения условного предела текучести испытанных в поперечном направлении образцов находятся на уровне 650 и 450 МПа для комнатной и рабочих температур соответственно. Полученные результаты показывают, что значения прочностных характеристик в продольном направлении в (1,1-1,2) раза меньше значений, полученных в поперечном направлении. Если сравнивать механические характеристики оболочек твэлов из сплава Э110опт после эксплуатации в реакторе

PWR с исходным необлученным состоянием, то можно отметить, что прочностные характеристики увеличиваются в (2,5-4) раза, однако остаточная пластичность снижается на порядок для продольного направления (рис. 7). Нейтронное облучение в реакторе PWR на АЭС «Ringhals-3» привело к существенному упрочнению материала оболочек твэлов из сплава Э110опт [11].

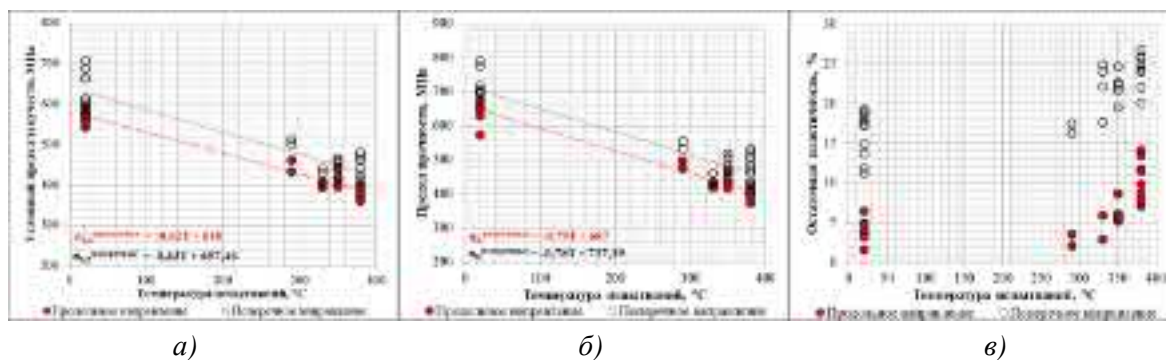


Рис. 6. Зависимость условного предела текучести (а), предела прочности (б) и остаточной пластичности (в) от температуры испытания

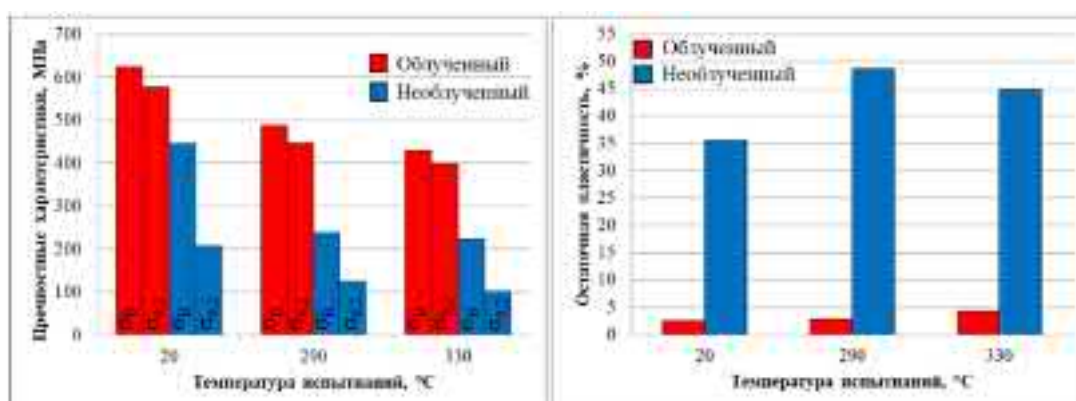


Рис. 7. Сравнение прочностных характеристик (а) и остаточной пластичности (б) образцов оболочек твэлов из сплава Э110опт в облученном и необлученном состояниях

Для определения длительных прочностных характеристик оболочек были проведены испытания на ползучесть под внутренним давлением при высоких уровнях напряжений. В качестве материала для исследований были использованы оболочки твэлов после трех лет эксплуатации. В табл. 3 представлены условия проведения испытаний газонаполненных образцов, рассчитанная скорость установившейся стадии ползучести и время до разрушения.

Таблица 3

Параметры проведения испытаний на ползучесть под внутренним давлением

Образец	$T, ^\circ\text{C}$	$\sigma, \text{МПа}$	$\varepsilon_{\text{п}}', 10^{-2} \text{ \%}/\text{ч}$	$\tau, \text{ час}$
J10/9	350	200	0,009	Без разрушения
J10/1	350	250	0,023	Без разрушения
J10/3	350	290	0,273	482
J10/5	380	100	0,005	Без разрушения
J10/8	380	150	0,014	Без разрушения
A7/1	380	200	0,026	Без разрушения
J10/2	380	250	0,164	369
J10/4	380	290	1,850	63
J10/7	400	150	0,022	Без разрушения
J10/6	400	200	0,116	617

Обработка диаграмм ползучести (рис. 8) показала, что стационарная скорость ползучести имеет степенную зависимость от окружающих напряжений и экспоненциальную – от температуры испытаний (рис. 9) [12, 13]. Так, с повышением температуры испытаний с 350 до 400 °С при напряжениях 200 МПа скорость стационарной стадии ползучести увеличивается на порядок. Увеличение напряжений со 100 до 290 МПа при температуре 380 °С увеличивает скорость стационарной стадии ползучести примерно в 400 раз. Следует отметить, что характер всех отверстий, полученных при разрыве оболочек, типичен для пластичных материалов, испытанных при высоких напряжениях.

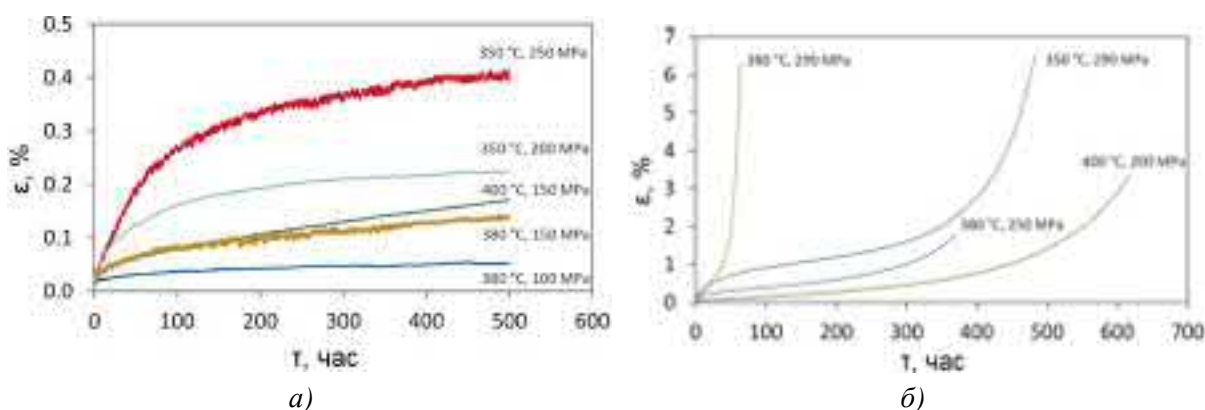


Рис. 8. Диаграммы ползучести образцов оболочек твэлов под внутренним давлением:
 а) без разрушения; б) с разрушением

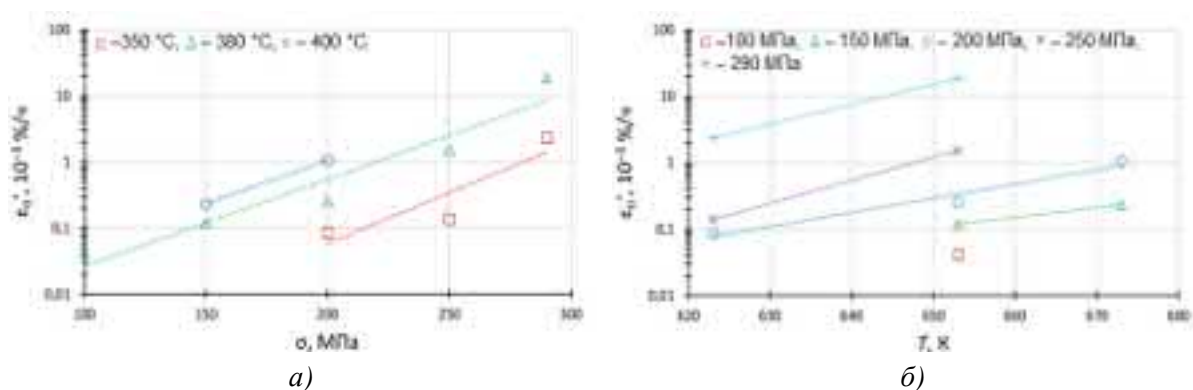


Рис. 9. Зависимость скорости установившейся стадии ползучести от напряжений (а) и температуры (б)

Визуальная инспекция и измерение длины силового каркаса ТВС-К

Результаты визуального осмотра силового каркаса ТВС-К 0АМ4 после завершения ОПЭ в реакторе PWR на АЭС «Ringhals-3» подтвердили целостность элементов конструкции. Внешнее состояние каркаса характеризуется отсутствием каких-либо видимых дефектов (рис. 10).



Рис. 10. Результаты визуальной инспекции силового каркаса ТВС-К

Измерения длины каркаса от нижней части основания хвостовика до верхней части головки были выполнены с использованием измерительной рулетки. Также были измерены высотные координаты дистанционирующих решеток. Проведено сравнение результатов измерений с номинальными размерами каркаса ТВС-К 0АМ4. Расчеты показали, что осевой рост каркаса составил 0,2%. После снятия головки и хвостовика были измерены длины всех труб НК. Для этого проводились измерения расстояния от низа трубы до низа антивибрационной решетки (АВР) и от верха трубы до верха ДР7. Измеренные значения прибавлялись к средней измеренной длине между низом АВР и верхом ДР7. Результаты всех измерений суммировались и сравнивались с длинами труб НК в исходном состоянии. Сравнение измеренных значений длины труб из сплава Э635 после эксплуатации в реакторе PWR на АЭС «Ringhals-3» с номинальными значениями показало, что осевой рост труб НК и ИТ составил 0,2%. В табл. 4 представлены результаты измерений.

Удлинение центральной (инструментальной) трубы ТВС-К, не испытывающей воздействие напряжений при эксплуатации в реакторе PWR, определяется влиянием чистого радиационного роста [2, 8]. Таким образом, определение удлинения ИТ из сплава Э635 по результатам послереакторных исследований характеризует ее радиационный рост в условиях эксплуатации.

Таблица 4

Результаты измерений труб НК и ИТ

Труба	Измеренное значение, мм	Номинальное значение, мм	Рост, мм	Рост, %
Все НК (24 шт.)	3932,5	3925,1	7,4	0,2
ИТ (19)	3888,5	3881,0	7,5	0,2

Коррозионное состояние труб НК и ИТ

После разрезки труб НК из сплава Э635 на фрагменты были проведены вихретоковые исследования толщины оксидной пленки на их внешней поверхности. Перед проведением исследований был осуществлен визуальный контроль фрагментов труб НК, по результатам которого не было отмечено повреждений поверхности и признаков отслоений оксидной пленки.

По результатам вихретоковых исследований установлено, что толщина оксидного слоя на наружной поверхности труб НК и ИТ увеличивается с высотной координатой от ~15 мкм до максимального значения ~(40-45) мкм на высотном уровне ~3300 мм. Выше этой координаты окисление уменьшается (рис. 11).

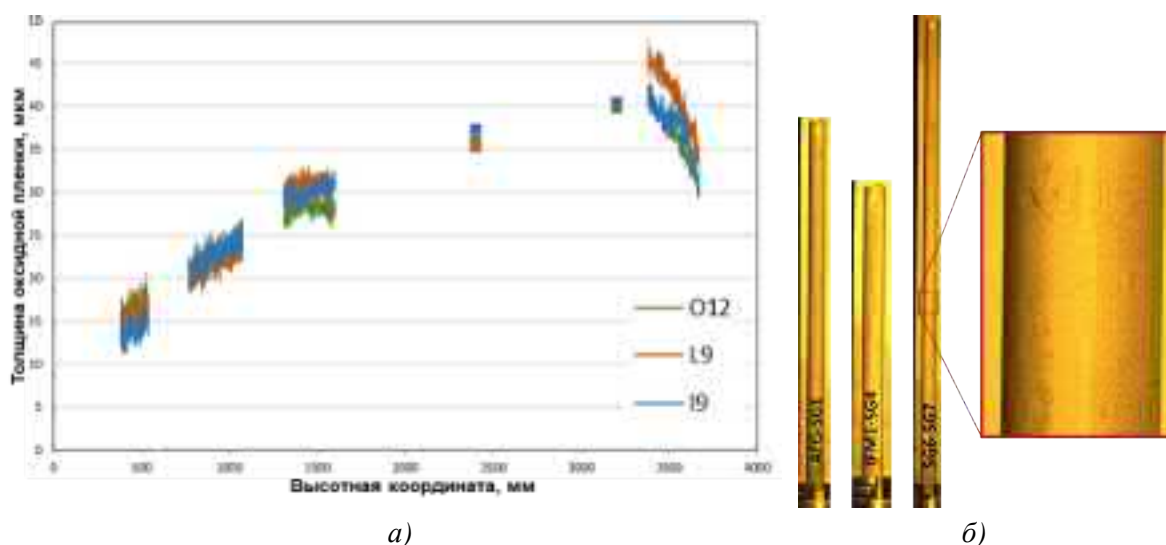


Рис. 11. Распределение толщины оксида на внешней поверхности труб НК (а) и характерный внешний вид исследованных фрагментов (б)

Для проведения металлографических исследований труб НК и ИТ из сплава Э635, отработавших в составе ТВС-К на третьем блоке АЭС «Ringhals» (среднее выгорание топлива ~53 МВт·сут/кгU), использовали фрагменты НК L9 внутреннего ряда, фрагменты НК O12 внешнего ряда и фрагменты ИТ I9. Металлографические исследования проводили в поперечном и продольном направлениях.

Результаты металлографических исследований (рис. 12) показывают, что как на внешней, так и на внутренней поверхности труб НК/ИТ присутствует плотно сцепленная с металлом оксидная пленка, толщина которой увеличивается с высотной координатой от 13 мкм на нижнем высотном уровне до максимального значения около 40 мкм на высоте ~3200 мм. При дальнейшем увеличении высотной координаты толщина оксидной пленки уменьшается. В микроструктуре поперечного сечения труб на всех высотных уровнях обнаружены точечные и протяженные гидриды, равномерно распределённые по толщине стенки и имеющие преимущественно тангенциальную ориентацию. С ростом высотной координаты меняется плотность и протяженность гидридной фазы. Максимальная плотность гидридной фазы наблюдается на участке максимального окисления. В продольном сечении труб также не выявлено наличия поперечно ориентированных осевому направлению труб гидридов.

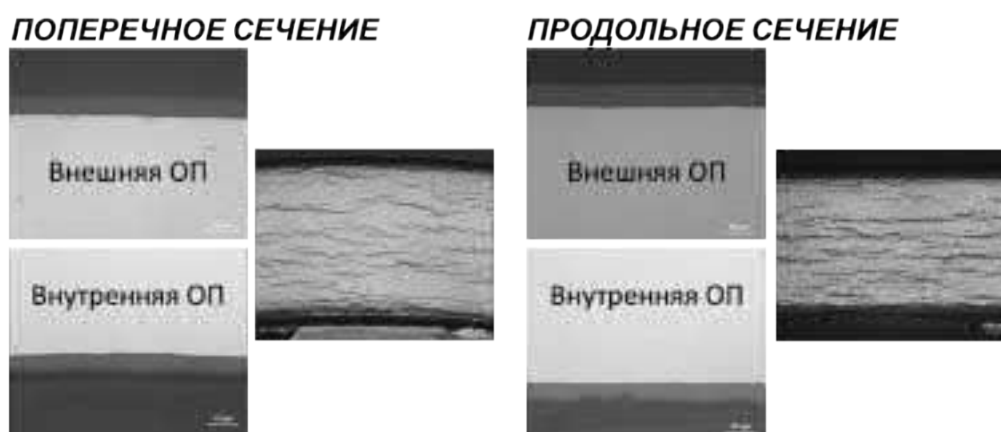


Рис. 12. Типичная микроструктура поперечного и продольного сечения труб НК/ИТ на участке максимального окисления

Содержание водорода в трубах НК и ИТ из сплава Э635 было определено методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа-носителя [7]. Образцы для измерений были отобраны из различных осевых положений по высоте труб. Результаты измерений содержания водорода представлены в табл. 5. Содержание водорода в каждой из трех труб является близким для соответствующих осевых положений. Тенденция высотной неравномерности содержания водорода хорошо согласуется с тенденцией, наблюдаемой при измерениях толщины оксидной пленки.

Из полученных результатов видно, что доля поглощенного водорода в материале труб увеличивается с ростом высотной координаты и линейно возрастает с повышением степени окисления труб НК и ИТ при эксплуатации ТВС (рис. 13). На

участке максимального окисления содержание водорода находится на уровне (270-290) ppm.

Таблица 5

Определение содержания водорода

Координата, мм	НК O12	НК L9	ИТ I9
	Содержание водорода, ppm		
590	80	79	79
840	117	115	104
2675	270	239	216
3195	271	269	256
3450	291	289	270

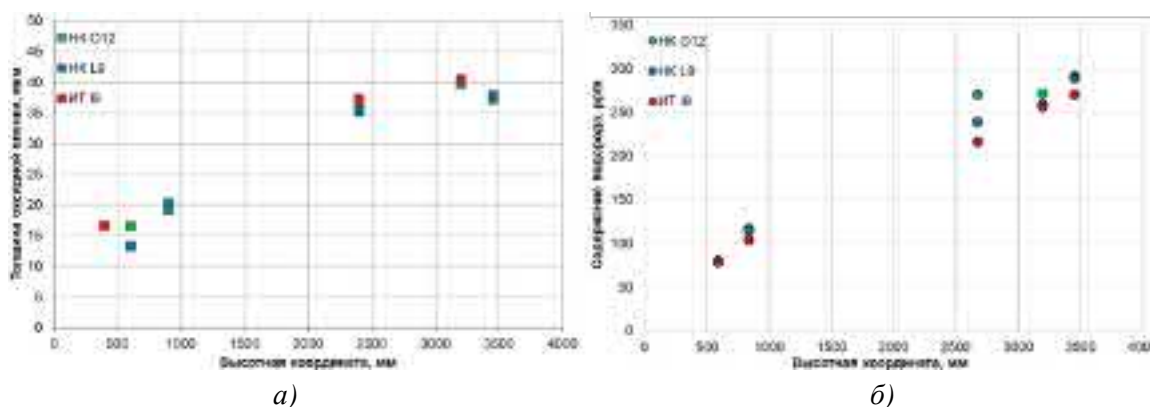


Рис. 13. Распределение толщины оксидной пленки (а) и содержания водорода (б) в образцах труб НК и ИТ

Коррозионное состояние ДР

Для проведения послереакторных материаловедческих исследований были выбраны две дистанционирующие решетки – антифреттинговая дистанционирующая решетка (АДР) и дистанционирующая решетка ДР6. На рис. 13 представлена схема ТВС-К с расположением дистанционирующих решеток, выбранных для проведения материаловедческих исследований. Внешнее состояние решеток характеризуется отсутствием каких-либо видимых дефектов или повреждений обода, ячеек и сварных соединений (рис. 14).

Исследования дистанционирующих решеток проводили методом сканирующей электронной микроскопии. СЭМ исследования микроструктуры и коррозионного состояния материала ДР выполняли на характерных участках:

- внешнее сварное соединение «ячейка-обод»;
- внутреннее сварное соединение «ячейка-обод»;
- участки обода;
- сварное соединение «НК-обод»;
- участки НК.

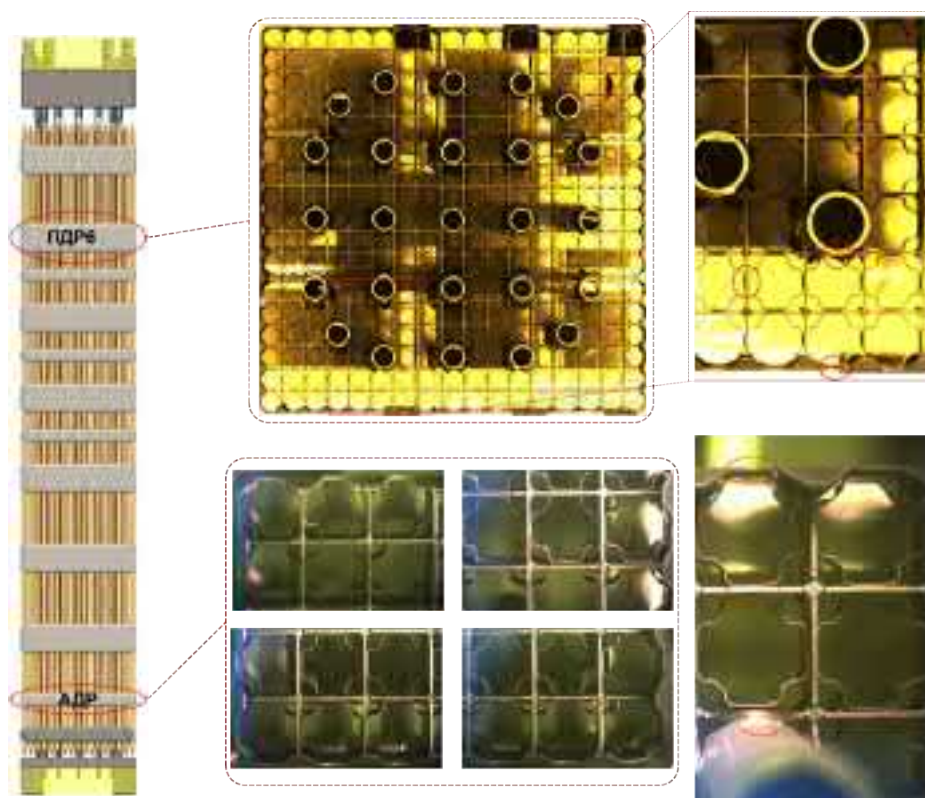


Рис. 14. Схема расположения и внешний вид исследованных ДР

На рис. 15 представлены основные исследованные участки, включая все сварные соединения решетки ДР6, расположенной при эксплуатации ТВС-К в области максимального окисления. В сварных швах элементов ДР каких-либо дефектов, образовавшихся в процессе эксплуатации, не обнаружено. Край небольших трещин в зонах около шва являются неокисленными, следовательно, образовались в процессе вырезки и запрессовки образцов в защитной камере. Коррозионное состояние исследованных решеток характеризуется наличием равномерно распределенной по толщине оксидной пленки – без признаков отслоений на внешних и внутренних участках обода, ячеек ДР и границах сварки этих элементов из сплава Э110опт. Окисление поверхностей обода и ячейки в зоне сварки незначительно – толщина оксидной плёнки составляет около (6-8) мкм. В зоне около шва, в целевом зазоре между ободом и ячейкой, толщина суммарного слоя оксидной плёнки не превышает 10 мкм. По мере удаления от зоны сварки толщина равномерной оксидной пленки существенно не изменяется и находится на уровне 8 мкм как на внешней, так и на внутренней поверхности участков обода и ячейки. Только в зоне сварки обода с НК максимальная толщина оксидного слоя на ободке достигает 15 мкм, в то время как на внешней поверхности трубы НК толщина оксидной пленки достигает значений 44 мкм.

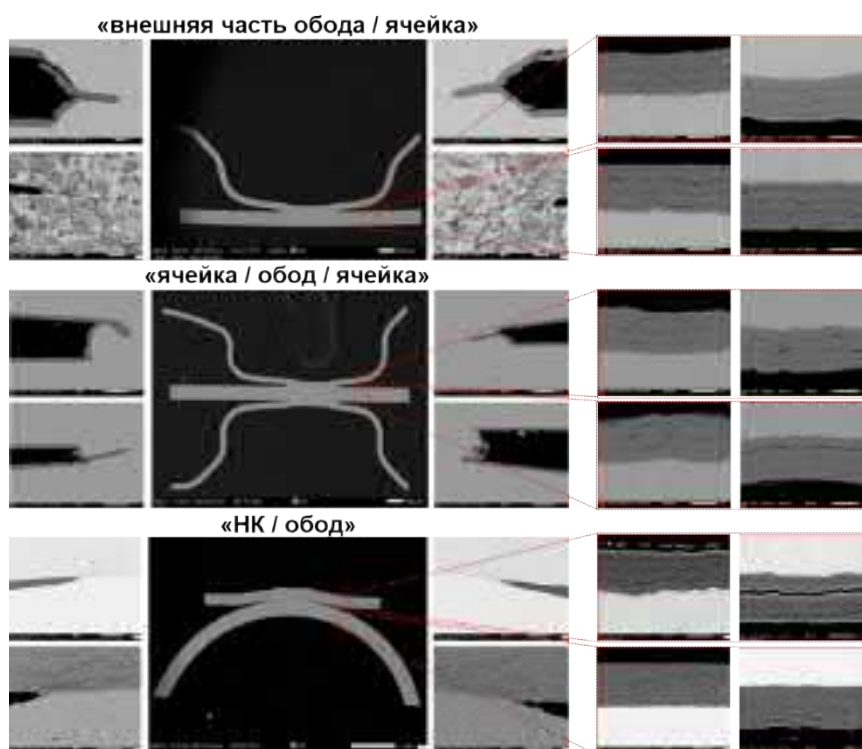


Рис. 15. Коррозионное состояние участков ДР6

СЭМ исследования показали, что в зоне сварных соединений наблюдаются гидриды, ориентированные преимущественно перпендикулярно поверхности зоны «ядра сварки». При удалении от зоны сварки ориентация гидридной фазы становится преимущественно тангенциальной как для участков обода, так и для участков ячеек. В местах сварки внутренних участков обода с НК наблюдается формирование плотной сетки гидридов вдоль границы «ядра сварки» со стороны стенки обода (рис. 16).

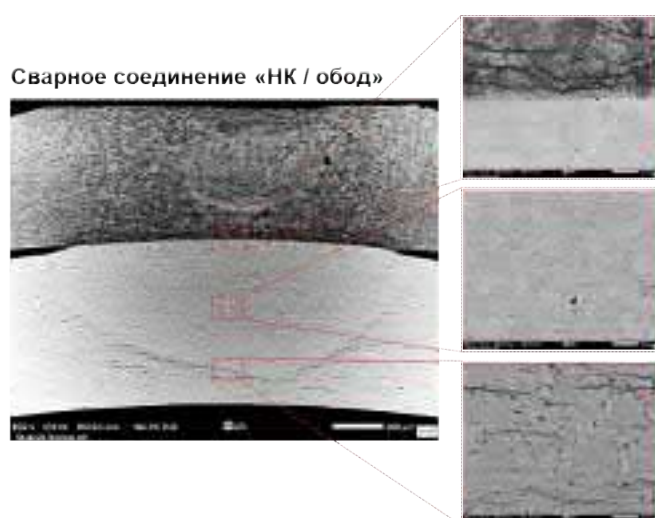


Рис. 16. Распределение гидридной фазы на участке сварного соединения обода ДР6 с НК

Содержание водорода, определенное методом высокотемпературной экстракции [7], находится в пределах от 30 до 140 ppm на различных высотных уровнях и участках дистанционирующих решеток (табл. 6). Только в зоне сварного соединения обода с НК наблюдаются повышенные содержания водорода за счет перераспределения легирующих элементов, в частности олова, между сплавами Э110опт и Э635 при сварке.

Таблица 6

Содержание водорода в материале дистанционирующих решеток

Образец	АДР	ДР6
	Содержание водорода, ppm	
внешняя часть обода	35	124
внутренняя часть обода	39	138
ячейка	34	123
сварка «обод / НК»	57	279

Выводы

Результаты послереакторных исследований твэлов и элементов силового каркаса ТВС-К после завершения опытно-промышленной эксплуатации на 3 блоке АЭС «Ringhals» подтверждают надежность и работоспособность материалов с точки зрения их коррозионной стойкости, прочностных характеристик и сопротивления формоизменению под облучением при температуре, механических нагрузках и ВХР реактора PWR. При обращении с ТВС КВАДРАТ LFA подтверждена разборность сборки в условиях стенда инспекции и ремонта АЭС «Ringhals». Результаты измерений в «Studsvik Nuclear AB» подтвердили характеристики твэлов и элементов силового каркаса ТВС-К, заложенные в проекте. Так, вихретоковые измерения толщины оксидной пленки, металлографический анализ и измерения содержания водорода показали, что оболочки твэлов обладают высокой коррозионной стойкостью с низким уровнем окисления и низким содержанием водорода. Подтверждены высокие прочностные характеристики оболочек твэлов в условиях кратковременного и длительного нагружения. Рост топливных элементов за время ОПЭ в реакторе PWR составил ~0,5%, что подтвердило высокое сопротивление радиационному формоизменению твэлов в условиях эксплуатации.

Результаты визуального осмотра ТВС-К после завершения ОПЭ подтвердили целостность элементов конструкции ТВС-К. Внешнее состояние каркаса характеризуется отсутствием каких-либо видимых дефектов. Удлинение сборки составило 0,2% (~8 мм), что совпадает с прогнозируемым значением удлинения ТВС-К после 4 циклов эксплуатации. Коррозионное состояние труб НК и дистанционирующих

решеток соответствует прогнозным значениям и результатам, полученным после эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000.

На основе положительных результатов реакторных испытаний и послереакторных исследований в 2020 г. на 4 блок АЭС «Ringhals» были поставлены ещё 4 пилотные сборки ТВС-К.

Список литературы

1. Shebaldov P.V., Peregud M.M., Nikulina, A.V., Bibilashvili, Y.K., Lositski, A.F., Kuz'menko, N.V., Belov, V.I., and Novoselov, A.E. E110 Alloy Cladding Tube Properties and Their Interrelation with Alloy Structure-Phase Condition and Impurity Content. // *Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP1354*, G. P. Sabol, and G. D. Moan, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2000, P. 545-557.
2. Shishov, V.N., Markelov, V.A., Nikulina, A.V., Novikov, V.V., Peregud, M.M., Shevyakov, A.Yu., Volkova, I.N., Kobylansky, G.P., Novoselov, A.E., and Obukhov, A.V. Corrosion, Dimensional Stability and Microstructure of VVER-1000 E635 Alloy FA Components at Burnups up to 72 MWday/kgU, // *Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP1543*, R. J. Comstock, and P. Barberis, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2013, P. 628-650.
3. Lafchiev K.I., Johnson K.D., Jädernäs D., Shevyakov A.Yu., Ugryumov A.V. PIE of three TVEL fuel rods irradiated in Ringhals 3, Sweden. // *XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения НИИАР, Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2019 г., С. 139-140.*
4. Johnson K.D., Lafchiev K.I., Jädernäs D., Tengstrand O., Shevyakov A.Yu., Dolgov A.B., Ugryumov A.V. Microstructural and chemical characterization of irradiation effects in claddings with different alloy compositions. // *XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения НИИАР, Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2019 г., С. 186-187.*
5. Lafchiev K., Johnson K. D., Jädernas D., Askeljung P., Novikov V.V., Markelov V.A., Kuznetsov V.I., Shevyakov A.Y., Mikheev E.N., Kabanjv A.A., Ugryumov A.V., Shishkin A.A., Radostin A.F., Romanov A.I., Simanovskaya I.E., Sholin E.V., Enin A.A., Shustov M.A., Strukov A.V., Lozitsky S.V., Hemlin M., Schrire D., Waginder R. TVS-K operation experience under PWR conditions at Ringhals-3 NPP. // *TopFuel2021, Spain, 2021, P. 1-8.*
6. Bouineau V., Ambard A., Bénier G., Pêcheur D., Godlewski J., Fayette L., and Duverneix T. A New Model to Predict the Oxidation Kinetics of Zirconium Alloys in a Pressurized Water Reactor. // *Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1505*, Limback, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2009. P. 405-429.
7. Шишалова Г.В., Заморский Д.В., Повстянко А.В., Маершина Г.И. Определение содержания водорода в облученных циркониевых сплавах // *Физика и химия обработки материалов, №1, 2009, С. 19-22.*
8. Shishov V.N. The Evolution on Microstructure and Deformation Stability in Zr-Nb-(Sn,Fe) Alloys Under Neutron Irradiation. // *Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP1529*, P. Barberis and M. Limback, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2012, P. 37-66.
9. Doriot S., Gilbon D., Beshade J.-L., Mathon M.-H., Legras L. and Mardon J.-P. Microstructural Stability of M5TM Alloy Irradiated up to High Neutron Fluences. // *Zirconium in the Nuclear Industry,*

ASTM STP1467, P. Rudling and B. Kammenzind Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2006, P. 175-201.

10. Holt R.A. In-reactor Deformation of Zirconium Alloy Components. // Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1505, Limback, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2009. P. 3-18.

11. Shevyakov A.Yu., Markelov V.A., Novikov V.V., Saburov N.S., Gusev A.Yu., Konkov V.F., Peregud M.M., Kuznetsov V.I., Nesterov B.I., Pudov V.A., Stozhuk A.V., Volkova I.N., Chertopyatov E.V. E110M alloy fuel rod claddings in-reactor tests in water-cooled reactors and post-irradiation examination results. // XIII International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Bulgaria, 2019, P. 377-382.

12. Малинин Н.Н. Прикладная теория пластичности и ползучести. Учебник для студентов вузов. Изд. 2-е, перераб. и доп. М.: «Машиностроение», 1975. 400 с.

13. Штремель М.А. Прочность сплавов. Ч. 2. Деформация. М.: МИСиС, 1997. 526 с.

УДК 621.039.526

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРОВ БН

А.Н. Крюков, Б.А. Васильев, М.Р. Фарахин
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород
ankrukov@okbm.nnov.ru

Представлена информация по освоению и развитию топлива для реакторов БН. Приведены основные характеристики эксплуатируемых и перспективных активных зон реакторов БН600 и БН800. Приведено состояние дел по отработке технологий замыкания топливного цикла: освоению в реакторе БН800 высокофонового МОКС топлива и МОКС топлива, содержащего минорные актиниды. Представлены особенности конструкции ТВС реакторов БН600, БН800, БН1200. Приведены основные характеристики активной зоны реактора БН-1200 применительно к этапам освоения конструкционных материалов.

Ключевые слова: реакторы БН, длительность топливной кампании, повреждающая доза, замыкание топливного цикла, МОКС топливо, утилизация минорных актинидов.

STATUS AND PROSPECTS OF DEVELOPMENT OF FUEL FOR BN REACTORS

A.N. Kryukov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin
Afrikantov OKBM JSC, Nizhny Novgorod

Information on mastering and development of fuel for BN reactors is presented. Main characteristics of operated and advanced cores of BN600 and BN800 reactors are given. Progress in mastering of technologies of fuel cycle closing: application of MOX fuel of high radiation level and MOX fuel containing minor actinides in the BN800 reactors is shown. Distinctive features of the fuel assembly design of BN600, BN800, BN1200 reactors are presented. Main characteristics of the BN-1200 reactor core with respect to stages of mastering of structural materials are given.

Keywords: BN reactors, fuel cycle duration, damaging dose, fuel cycle closing, MOX fuel, utilization of minor actinides.

Введение

Современное состояние дел по освоению и развитию топлива для реакторов БН характеризуется продолжением работ по увеличению длительности топливной кампании в действующих реакторах БН600 и БН800, освоением высокофонового

МОКС топлива в реакторе БН800, разработкой МОКС и смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива для проектируемого реактора БН-1200.

Увеличение длительности топливной кампании реакторов БН может быть достигнуто несколькими способами:

– увеличением глубины выгорания топлива путем повышения радиационной стойкости оболочек твэлов;

– снижением теплонапряженности топлива за счет укрупнения диаметра твэла и соответствующего увеличения активной зоны;

– оптимизацией компоновки активной зоны с целью снижения радиационного воздействия на конструкционные материалы – введением аксиальной воспроизводящей прослойки.

В настоящее время на площадке ФГУП «ГХК» освоено промышленное производство МОКС топлива для реактора БН800, на котором реализуется возможность работы с МОКС топливом любого изотопного состава плутония.

В последние годы большие перспективы связываются с применением в реакторах на быстрых нейтронах высокоплотного нитридного топлива. Благодаря высокой плотности, это топливо позволяет существенно повысить внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне и, соответственно, значительно снизить величину необходимого запаса реактивности. Снижение запаса реактивности является благоприятным фактором для обеспечения длительного интервала между перегрузками и снижения требований к эффективности стержней СУЗ. Наряду с высокой плотностью особенностями нитридного топлива являются его высокая теплопроводность, жёсткость и повышенное распухание по мере накопления осколков деления. Вследствие этого накопленный опыт работ по обоснованию традиционного оксидного топлива применим ограниченно, и требуется выполнить большой объем НИОКР по обоснованию работоспособности СНУП топлива.

Новым направлением работ по топливу для реакторов БН является проведение разработок и испытаний в обоснование активных зон, ТВС и твэлов с включением в состав топлива младших актинидов (МА) для целей их утилизации.

Далее рассмотрены основные фактические обстоятельства применительно к состоянию дел и направлениям работ по развитию топлива для реакторов БН в текущий период.

Развитие топлива для реактора БН-600

Реактор БН600 в составе 3-го энергоблока Белоярской АЭС был введен в эксплуатацию в 1980 г. С начала эксплуатации и до настоящего времени реактор БН600 работает на обогащенном урановом топливе. За прошедший период эксплуатации было проведено три модернизации активной зоны с изменением её компоновки и использованием более радиационностойких конструкционных сталей. Длительное время проводились работы по усовершенствованию стали ЧС68. Последняя

модификация стали ЧС68-ИД х.д. позволила увеличить кампанию ТВС до 592 эфф. сут. Максимальное выгорание топлива при этом достигло 11,8 % т.а., а повреждающая доза – 87 сна [1]. Дальнейшее увеличение топливной кампании связывается с новым материалом оболочек твэлов – сталью ЭК164ИД х.д., переход на которую в реакторе БН-600 завершился в 2019 г. К настоящему времени получен значительный массив данных по свойствам стали ЭК164-ИД х.д. под облучением, указывающий на её применимость до величины повреждающей дозы не менее 110 сна [2].

Пока возможности этого более радиационностойкого материала полностью не используются, но уже ведутся подготовительные работы с целью обоснования увеличения кампании ТВС до 800 эфф. сут. Максимальное выгорание топлива при этом составит ~15 % т.а. [1]. Повышение эксплуатационных характеристик активной зоны при переходе к перспективной активной зоне показано в табл. 1.

Таблица 1

Характеристики эксплуатируемой и перспективной активной зоны реактора БН600

Характеристика	БН-600 (UO ₂)	
	Активная зона 01М2	Перспективная активная зона
Сталь оболочек твэлов	ЭК164-ИД х.д.	ЭК164-ИД х.д.
Кампания ТВС, эфф. сут	592	752 или 800
Длительность интервала между перегрузками, эфф. сут	136/160	136/160 или 200
Максимальное выгорание, % т.а.	11,8	14,6
Максимальная повреждающая доза, сна	88	116

Развитие топлива для реактора БН-800

Реактор БН-800 в составе 4-го блока Белоярской АЭС был введен в эксплуатацию в 2016 г. Опыт освоения и развития топлива для реактора БН-600 имеет исключительно важное значение для создания и совершенствования активной зоны реактора БН-800. Активная зона реактора БН-800 также разработана с использованием стали ЧС68ИД х.д. в качестве материала оболочек твэлов. Принятая проектная максимальная повреждающая доза оболочек твэлов БН-800 соответствует её достигнутому значению для оболочек твэлов БН-600 из стали ЧС68-ИД х.д.

В качестве стартовой загрузки реактора БН-800 была создана и эксплуатировалась до февраля 2021 г. (в течение восьми микрокампаний длительностью по 155 эфф. сут.) гибридная активная зона, в состав которой входили ТВС с оксидным урановым топливом (большая часть активной зоны), ТВС с таблеточным МОКС топливом и ТВС с виброуплотненным МОКС топливом. В процессе трех последующих перегрузок (после восьмой, девятой и десятой микрокампаний) осуществлена поэтапная замена ТВС с урановым топливом на ТВС с таблеточным МОКС топливом.

С осени 2022 г. (начиная с одиннадцатой микрокампании) сформирована и начата эксплуатация активной зоны с полной загрузкой МОКС топливом. Кампания ТВС и максимальное выгорание МОКС топлива составляют 465 эфф. сут. и 9,7 % т.а. соответственно [3], что ниже, чем для реактора БН-600, в связи с более высокой скоростью набора повреждающей дозы в активной зоне с МОКС топливом. Для увеличения допустимой повреждающей дозы запланирован переход на новый материал оболочек твэлов – сталь ЭК164ИД х.д., освоенную для реактора БН-600. Целью является увеличение кампании ТВС БН-800 до 580 эфф. сут. Максимальное выгорание топлива при этом составит 12,0 % т.а. [4]. Рассматриваются два варианта соответствующего интервала между перегрузками: 200 эфф. сут. при сохранении принятой трехкратной схемы перегрузок для основного массива ТВС и 150 эфф. сут. с переходом на четырехкратную перегрузку. Окончательный выбор длительности интервала между перегрузками будет сделан на основании дополнительного анализа баланса реактивности с учетом фактических данных при работе реактора с активной зоной с полной загрузкой МОКС топливом и технико-экономического сопоставления вариантов. В табл. 2 приведены данные по основным параметрам активной зоны при использовании для оболочек твэлов стали ЧС68-ИД х.д. и при планируемом переходе на сталь ЭК164ИД х.д.

Таблица 2

Характеристики эксплуатируемой и перспективной активной зоны реактора БН800

Характеристика	БН-800 (МОКС)	
	Активная зона БН80001Д	Перспективная активная зона
Сталь оболочек твэлов	ЧС68-ИД	ЭК164-ИД
Кампания ТВС, эфф. сут.	465	580
Длительность интервала между перегрузками, эфф. сут	155	145 или ~193
Максимальное выгорание, % т.а.	9,7	12,0
Максимальная повреждающая доза, сна	87	112

Дальнейшее увеличение кампании ТВС возможно при переходе на конструкционные стали из ферритномартенситных сталей, обладающие высокой радиационной стойкостью [2]. По этому направлению работы пока выполняются, в основном, в части изучения свойств материалов под облучением. Исследуются разработанные АО «ВНИИНМ» стали ЭК181 и ЧС139, имеющие повышенную жаропрочность по отношению к используемой на чехлах ТВС ферритномартенситной стали ЭП450. К настоящему времени на образцах этих материалов, облученных в материаловедческой сборке БН-600, достигнута повреждающая доза ~145 сна [5]. Для обоснования допустимых значений повреждающей дозы и выгорания топлива в твэлах

с ферритномартенситными сталями в условиях реактора БН-800 необходимо выполнить комплекс проработок, расчетных и экспериментальных исследований по конструкции ТВЭлов, ТВС и активной зоне.

Одной из основных задач, которая должна быть решена при эксплуатации реактора БН-800, является отработка технологий замкнутого топливного цикла [6]. Это включает в себя в первую очередь отработку применения МОКС топлива. Опыт эксплуатации ТВС с таблеточным МОКС топливом, изготовленных по промышленной технологии на ФГУП «ГХК», подтвердил, что работоспособность ТВЭлов с МОКС топливом ограничивается только радиационной стойкостью материала оболочки. Для изготовления МОКС топлива на ФГУП «ГХК» используется как низкофононый плутоний, полученный в том числе при переработке ОЯТ БН-600, так и высокофононый плутоний от переработки ОЯТ ВВЭР. То есть, по сути, уже продемонстрированы замыкание топливного цикла атомной энергетики и декларируемая для реакторов БН возможность их работы с МОКС топливом любого изотопного состава плутония, что важно для обоснования работы реакторов БН в составе двухкомпонентной ядерной энергетики. Демонстрация замыкания топливного цикла во всей полноте будет показана при возврате для изготовления МОКС топлива собственного плутония, выделенного из МОКС ОЯТ БН800. Решение этой задачи связано с завершением ведущейся на ФГУП «ПО «МАЯК» технологической подготовки к переработке МОКС ОЯТ [7].

Ещё одним направлением отработки технологий замыкания ядерного топливного цикла является использование в реакторе БН800 МОКС топлива, содержащего МА. В настоящее время во исполнение комплексной программы по выжиганию МА (КПМА) разрабатываются решения об организации облучения в реакторе БН800 опытных ТВС, часть ТВЭлов которых содержит америций и нептуний в составе топлива.

Проектирование топлива для реактора БН-1200

Для улучшения экономических показателей топливного цикла в проекте коммерческого реактора БН1200 реализовано техническое решение по снижению теплонапряженности топлива (~ 250 МВт/м³ вместо 400-450 МВт/м³) за счет укрупнения диаметра ТВЭла по сравнению с БН600 и БН800 (9,2 мм вместо 6,9 мм) и соответствующего увеличения размера активной зоны [8, 9], что обеспечивает увеличение длительности топливной кампании примерно в два раза.

Кроме того, для снижения объема сборочных работ и уменьшения количества операций по обращению с топливом ТВС была существенно укрупнена - размер чехла под ключ 181 мм вместо 96 мм в БН-600 и БН-800. Увеличена также длина ТВС – с 3,5 м до 4,7 м с включением в состав ТВС верхней аксиальной защиты. Это решение позволило значительно сократить объем внутриреакторной радиационной защиты.

Общим отличием конструкции ТВС реакторов БН-800 и БН-1200 от ТВС реактора БН-600 является наличие верхней полости для создания натриевой прослойки над

активной зоной с целью снижения натриевого пустотного эффекта реактивности, что становится необходимым при использовании уранплутониевого топлива. На рис. 1 показаны особенности конструкции ТВС реакторов БН-600, БН-800, БН-1200.

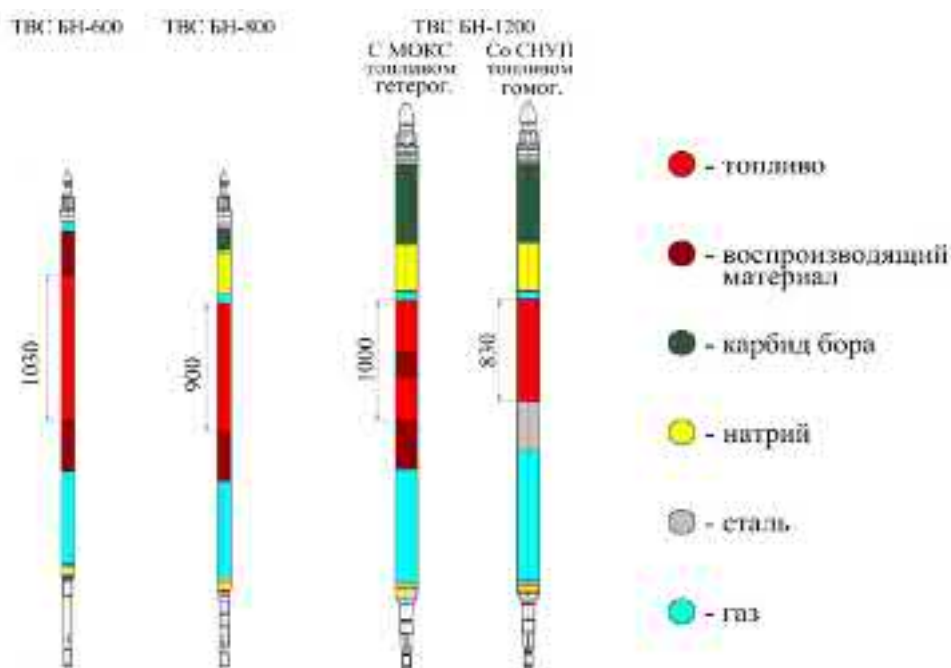


Рис. 1. Особенности конструкции ТВС реакторов БН-600, БН-800, БН-1200

В настоящее время разработаны проекты стартовых активных зон БН1200М с МОКС и СМУП топливом с использованием в качестве конструкционных материалов стали ЭК164ИД х.д. для оболочек твэлов и стали ЭП-450 для чехлов ТВС. В активной зоне с МОКС топливом введена аксиальная воспроизводящая прослойка, что приводит к снижению скорости набора повреждающей дозы на конструкционные материалы и обеспечивает снижение потери реактивности на выгорание топлива. Эксплуатационные параметры ТВС активной зоны в проектах приняты в соответствии с накопленными к настоящему времени данными по работоспособности МОКС и СМУП топлива, а также результатами расчетного обоснования. При разработке проектов активных зон, начиная уже со стартовых активных зон, демонстрируется возможность использования без изменения конструкции плутония практически любого изотопного состава – и из ОЯТ реакторов типа ВВЭР, и из ОЯТ реакторов типа БН. Соответствующие исходные данные выданы для проектирования перспективных топливных производств ЯЭ.

Применительно к твэлам типоразмера БН-1200 с МОКС топливом проведены испытания в реакторе БН600 до выгорания 6,5 % т.а. в составе одной комбинированной ЭТВС, содержащей также несколько твэлов со СМУП топливом. Результаты послереакторных исследований показали хорошее состояние облученных твэлов и возможность достижения в них более глубокого выгорания. Дополнительно планируется проведение испытаний в реакторе БН-600 трёх комбинированных ЭТВС, в

состав которых будут входить несколько твэлов с аксиальной воспроизводящей прослойкой с достижением проектного выгорания МОКС топлива.

Для экспериментального обоснования работоспособности СНУП топлива проводятся испытания в реакторе БН600 экспериментальных ТВС с различными типоразмерами и материалами оболочек твэлов. В ходе экспериментов достигнуто максимальное выгорание СНУП топлива – 9 % т.а. [5]. Дополнительно запланированы испытания ещё трёх ЭТВС с проектным типоразмером и материалом оболочек твэлов.

Выбор вида топлива для стартовой загрузки реактора БН-1200 будет сделан непосредственно перед началом изготовления ТВС БН-1200 на основе комплексного анализа характеристик реактора и топливного цикла с учетом перспективы его развития.

Для любого вида топлива перспектива дальнейшего увеличения кампании ТВС связывается с применением для оболочек твэлов ферритно-мартенситных и дисперсно-упрочненных оксидами сталей. В реакторе БН-600 запланировано проведение испытаний комбинированной ЭТВС с нитридным топливом с твэлами типоразмера БН1200, содержащей несколько твэлов с оболочками из ферритно-мартенситных сталей ЭК181 и ЧС139, в том числе с включением в некоторые их них МА, а также проведение испытаний материаловедческой сборки с образцами из ферритно-мартенситных (ФМ) и дисперсно-упрочненных оксидами (ДУО) сталей до повреждающей дозы 169 сна [5].

Соотношение характеристик по этапам освоения конструкционных материалов на примере гетерогенных вариантов активных зон представлено в табл. 3.

Таблица 3

Характеристики активных зон реактора БН1200

Характеристика	1 этап	2 этап	3 этап
Сталь оболочек твэлов	ЭК164-ИД х.д.	ФМ стали	ДУО стали
Кампания основного массива ТВС, эфф. сут.	1320	1650	1980
Длительность интервала между перегрузками, эфф. сут	330	413	495
Максимальное выгорание, % т.а. МОКС/СНУП	13,5/11,1	17,1/13,6	20,1/16,3
Максимальная повреждающая доза, сна	~120	~145	~169

Выводы

1. Текущее состояние дел по топливу реакторов БН характеризуется освоением стали ЭК164ИД х.д. для оболочек твэлов, сохраняющих радиационную стойкость до повреждающей дозы ~115 сна. Реактор БН-600 полностью переведен на работу с твэлами с такими оболочками в качестве первого шага при выполнении работы по

подготовке к переводу реактора на работу с достижением максимального выгорания топлива ~15 % т.а.

2. В реакторе БН-800 сформирована активная зона, полностью загруженная МОКС топливом. После перехода на твэлы с оболочками из стали ЭК164ИД х.д. планируется достижение максимального выгорания ~12 % т.а.

3. Для реактора БН-1200 разработано два варианта стартовой активной зоны – с МОКС топливом гетерогенной конструкции с аксиальной воспроизводящей прослойкой и со СНУП топливом традиционной гомогенной конструкции. Выбор варианта будет сделан непосредственно перед началом изготовления ТВС БН-1200 на основе комплексного анализа характеристик реактора и топливного цикла с учетом перспективы его развития.

4. Перспектива достижения более глубокого выгорания топлива в реакторах БН связывается с применением для оболочек твэлов ФМ сталей ЭК181 и ЧС139, на материаловедческих образцах которых к настоящему времени достигнута повреждающая доза 145 сна, и ДУО сталей.

5. Применительно к реакторам БН-800 и БН-1200 ведутся исследования по использованию в них топлива, содержащего МА, с целью их выжигания. В настоящее время запланировано облучение в реакторах БН-600 и БН800 опытных и экспериментальных ТВС, часть твэлов которых содержит МА в составе уран-плутониевого топлива.

6. Ведущиеся разработки и исследования обеспечивают обоснование топливного цикла реакторов БН для работы в составе двухкомпонентной ядерной энергетики.

Список литературы

1. Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.R., Radionycheva A.A. «Arrangement of the BN-600 reactor core refueling at transition to the increased fuel burnup». *International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26-29 June 2017. (IAEA-CN245-386).*
2. Никитина А.А., Агеев В.С., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. «Развитие работ по конструкционным материалам активных зон быстрых реакторов». *Журнал «Атомная энергия», Т.119, Вып. 5, 2015, С. 292-300.*
3. Васильев Б.А. «Освоение МОКС-топлива в БН-800». *Журнал «РЭА», №11, 2014, С. 1823.*
4. Kuznetsov A.E., Vasilev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Sheryakov V.S.. «The BN800 core with MOX fuel». *International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26-29 June 2017. (IAEA-CN245-405).*
5. Страна Росатом», 1 марта 2021 г. Скупов М.В. «Повышаем выгорание: все, что вы хотели знать о нитридном топливе», <https://strana-rosatom.ru/2021/03/01/nitridnoe-uran-plutoniovoe-toplivo-i/>.
6. Жеребцов А.А., Хомяков Ю.С., Шадрин А.Ю., Хаперская А.В., Васильев Б.А., Фаракишин М.Р. «Программа НИОКР по ЗЯТЦ с использованием БН-800». *Сборник докладов отраслевой*

конференции по теме «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах», 11-12 октября 2018 г. Томск, С. 244-257.

7. РИА НОВОСТИ, 15.08.2022. В «Росатоме» планируют начать использовать плутоний по-новому, <https://ria.ru/20220815/plutoniy-1809581762.html>.

8. Vasiliev B.A., Belov S.B., Kiselev A.V., Eliseev V.A., Khomiakov Iu.S., Rodina E.A. «Unification of the BN-1200 reactor core designs with MOX and MNUP fuel». *Nuclear Engineering and Design*. 2021. Vol. 382. Art. 111387.

9. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Kiselev A.V., Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Malyshev I.V. «Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel». *International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development»*, Yekaterinburg, Russian Federation, 26-29 June 2017. (IAEA-CN245-408).

УДК 621.039.524.44В В

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РУ ВВЭР

С.А. Кушманов, А.И. Шумеев, А.В. Туркин, В.В. Акимов
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Технология ВВЭР является основой атомной энергетики России и широко востребована за рубежом. Необходимость топливообеспечения действующих и перспективных АЭС с РУ ВВЭР, в условиях международной конкуренции поставщиков, устанавливает перед разработчиками и изготовителями российского ядерного топлива актуальные задачи. Выполненные за последние годы работы по модернизации ядерного топлива для РУ ВВЭР демонстрируют высокий уровень российских технологий, а также компетенций и квалификации российских специалистов. Прогресс, достигнутый в области проектирования, конструирования, изготовления и эксплуатации ядерного топлива для РУ ВВЭР, является одним из элементов стратегии Госкорпорации «Росатом» по увеличению энерговыработки и генерирующих мощностей АЭС на внутреннем и международном рынках с учетом безусловного обеспечения экономической эффективности, надежности и безопасности эксплуатации АЭС.

Ключевые слова: Технология ВВЭР, ядерное топливо, топливообеспечение, действующие и строящиеся энергоблоки, модернизация, опытная эксплуатация, реакторные испытания, уран-плутониевое топливо, стенд инспекции и ремонта отработавшего топлива.

RESULTS OF OPERATION AND DIRECTION OF DEVELOPMENT NUCLEAR FUEL FOR REACTOR PLANTS WWER

S.A. Kushmanov, A.I. Shumeev, A.V. Turkin, V.V. Akimov
JSC OKB «GIDROPRESS», kuchmanov@grpress.podolsk.ru

WWER technology is the basis of the Russian nuclear power industry and is widely in demand abroad. The need for fuel supply of existing and prospective nuclear power plants with WWER-type reactor plants, in the conditions of international competition of suppliers, sets urgent tasks for developers and manufacturers of Russian nuclear fuel. The work carried out in recent years on the modernization of nuclear fuel for the WWER-type reactor plants demonstrates the high level of Russian technologies, as well as the competencies and qualifications of Russian specialists. The progress achieved in the field of design, manufacture and operation of nuclear fuel for the WWER-type reactor plants is one of the elements

of Rosatom's strategy to increase the power output and generating capacities of nuclear power plants on the domestic and international markets, taking into account the unconditional provision of economic efficiency, reliability and safety of NPP operation.

Keywords: WWER technology, nuclear fuel, fuel supply, operating and under construction power units, modernization, pilot operation, reactor tests, uranium-plutonium fuel, spent fuel inspection and repair bench.

Введение

Технология АЭС с РУ типа ВВЭР, представляющая собой линейку энергоблоков с номинальной электрической мощностью 440, 1000, 1200 и 1300 МВт, создана Научным руководителем НИЦ «Курчатовский институт», Главным конструктором ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и Генеральными проектировщиками из г. Москва, г. Санкт-Петербург и г. Нижний Новгород и в настоящее время является основой атомной энергетики России. Данная технология также широко востребована за рубежом и представляет собой главный экспортный потенциал Госкорпорации «Росатом». В табл. 1 приведена общая информация о типах и количестве энергоблоков с реакторными установками ВВЭР, работающих, сооружаемых и вводимых в эксплуатацию в России и за рубежом.

Таблица 1

Энергоблоки с РУ ВВЭР

Тип РУ	Действующие	Перспективные	Итого
ВВЭР-440	23	1	24
ВВЭР-1000	37	4	41
ВВЭР-1200	6	12	18
ВВЭР-ТОИ	0	6	6
Итого	66	23	89

Начиная с 2001 года, введены в эксплуатацию 25 новых энергоблока с РУ ВВЭР. В среднем – по одному в год. В планах на 2024 год – ввод в эксплуатацию первого блока АЭС «Аккую». Ядерное топливо для первой топливной загрузки данного энергоблока в 2023 году завезено на площадку АЭС «Аккую» в Турции.

Планы по сооружению и вводу в эксплуатацию новых энергоблоков с РУ ВВЭР продолжают реализовываться. В табл. 2 приведена информация о строительных площадках, на которых идет сооружение и будут вводиться в эксплуатацию новые энергоблоки с РУ ВВЭР.

Таблица 2

Сооружаемые энергоблоки с РУ ВВЭР за рубежом

№ п/п	Страна	Наименование АЭС	Количество энергоблоков
1	Турция	АЭС «Аккую»	4
2	Бангладеш	АЭС «Руппур»	2
3	Россия	Курская АЭС-2	2
4	Индия	АЭС «Куданкулам»	4
5	Китай	АЭС «Тяньвань»	2
6	Египет	АЭС «Эль-Дабаа»	4
7	Китай	АЭС «Сюйдапу»	2
8	Венгрия	АЭС «Пакш-2»	2
9	Словакия	АЭС «Моховце»	1

После завершения сооружения и ввода в эксплуатацию всех строящихся энергоблоков с РУ ВВЭР, их общее количество составит почти 90 объектов. И все эти энергоблоки или уже являются, или в будущем будут являться надежными потребителями ядерного топлива. За удовлетворение потребностей этих потребителей между поставщиками ядерного топлива – топливной компанией Госкорпорации «Росатом» АО «ТВЭЛ» и американской компанией Вестингауз сформированы конкурентные взаимоотношения. С учетом данной конкуренции, для удержания позиций российского поставщика, российские разработчики и заводы-изготовители постоянно прилагают серьезные усилия по совершенствованию технико-экономических характеристик и технологии изготовления ядерного топлива. Основная задача при модернизации ядерного топлива в условиях конкуренции поставщиков - повышение экономической эффективности при его изготовлении и эксплуатации при безусловном обеспечении надежности и безопасности [1].

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ВВЭР-440

В настоящее время в эксплуатации находится 23 действующих энергоблока с РУ ВВЭР-440. Причем первый из ныне действующих – 4-й блок Нововоронежской АЭС введен в эксплуатацию 50 лет назад в 1972 году. Необходимо отметить, что, сооруженные по данному проекту энергоблоки, продолжают достраиваться и вводиться в эксплуатацию. В 2023 году вышел на номинальный уровень мощности энергоблок №3 АЭС «Моховце» в Словакии. В планах, также, ввод в эксплуатацию энергоблока №4 на данной АЭС.

Также необходимо отметить, что в России работают только 5 из 23 энергоблоков с ВВЭР-440 на Нововоронежской и Кольской АЭС. Остальные 18 энергоблоков с ВВЭР-440 работают за границей, в основном, в странах Восточной Европы.

На энергоблоках с РУ ВВЭР-440 эксплуатируется ядерное топливо трех конструктивных исполнений – трех поколений (см. табл. 3).

Таблица 3

Поколения конструкции ядерного топлива для РУ с ВВЭР-440

Поколение	1	2	3
Особенности конструкции	Шаг 12,2 Топливный столб РК/ТВС 2420/ 2320 Таблетка 7,6×1,2	Шаг 12,3 Топливный столб РК/ТВС 2480/2360	Шаг 12,6 «Узкий» уголок Таблетка 7,8×0
Энергоблоки АЭС с РУ ВВЭР-440	НВАЭС-4 Кольская АЭС-1, 2 Армянская АЭС-1	Кольская АЭС-3, 4 АЭС «Ловииза»-1, 2 АЭС «Богунце»-3, 4 АЭС «Моховце»-1÷3 АЭС «Пакш»-1÷4 АЭС «Дукованы»- 1÷4	Кольская АЭС-4 (эксплуатация 9 штук РК-3 завершена в 2023 году)

Несмотря на значительную длительность эксплуатации данных энергоблоков и наличие различных разработанных вариантов ядерного топлива, конструкция и технология изготовления ядерного топлива для РУ ВВЭР-440 продолжает развиваться и совершенствоваться.

В 2020 году на 3-й блок АЭС «Пакш» в Венгрии была установлена опытная партия кассет с оптимизированным водоурановым отношением – уменьшенным до 8,9 мм наружным диаметром твэлов с топливной таблеткой без центрального отверстия. После получения двухлетнего положительного опыта эксплуатации данных кассет в Венгрии финский заказчик в 2023 году также начал их эксплуатацию в объеме опытной партии на АЭС «Ловииза» в Финляндии.

Экономический эффект от внедрения новых кассет с тонкими твэлами венгерский и финский заказчики планируют достигать двумя разными способами. При сохранении параметров топливного цикла – длительности кампании и мощности активной зоны – венгерский заказчик планирует уменьшать количество кассет подпитки, а, соответственно, и количество выгружаемых кассет. Финский заказчик также при сохранении параметров топливного цикла планирует уменьшить среднее обогащение загружаемого свежего топлива.

С целью улучшения экономических параметров эксплуатации топлива и энергоблоков в целом словацкие эксплуатирующие организации заинтересованы в изменении параметров топливных циклов, применяемых на АЭС «Моховце» и АЭС «Богунце». В 2023 году словацким надзорным органом закончено рассмотрение выполненного российскими специалистами обоснования, выдана соответствующая лицензия и энергоблоки №1 и №2 АЭС «Моховце» выведены на номинальный уровень мощности со свежим ядерным топливом, изготовленным из регенерированного сырья в

модернизированном топливном цикле. Реализация аналогичных технических решений на АЭС «Богунницы» запланирована на 2024 год.

В 2023 году на АЭС «Дукованы» в Чехии установлена первая партия бесчехловых кассет с «широким» уголком под названием РКЗ+, разработанных на базе российской РК-3 с целью уменьшения межкассетных перетоков теплоносителя и обеспечения корректной работы системы внутриреакторного контроля.

Экономический эффект при изготовлении и эксплуатации РКЗ+ для чешского заказчика достигается как путем снижения материалоемкости – замены массивной чехловой трубы из циркония на тонкие уголки, так и оптимизацией водоуранового отношения путем увеличения межтвэльного расстояния.

Все топливные кассеты для активных зон РУ ВВЭР-440 изготавливаются на АО «Машиностроительный завод» г. Электросталь Московской области на основании разработанной ОКБ «ГИДРОПРЕСС» проектной документации и поставляются АО «ТВЭЛ».

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ С ВВЭР-1000, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ

В настоящее время в эксплуатации находится 43 действующих энергоблока с РУ ВВЭР большой мощности (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200). В совокупности, данные энергоблоки представляют собой более значительного потребителя ядерного топлива, чем энергоблоки с РУ ВВЭР-440. Причем, с учетом значительных объемов строительства новых энергоблоков ВВЭР большой мощности – растущего потребителя.

Все новые энергоблоки с РУ ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ сооружаются и вводятся в эксплуатацию с использованием конструкций, разработанных в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» на базе ТВС-2М. Эти конструкции имеют высокую степень унификации, а их отличия обуславливаются особенностями конструкции внутрикорпусных устройств данных типов реакторов.

ТВС-2М и ее модификации поставлены на производство и серийно изготавливаются на двух заводах АО «ТВЭЛ» в г. Новосибирск и г. Электросталь Московской области. Также, российские и китайские специалисты наладили производство ТВС-2М на заводе китайской национальной ядерной корпорации (CNNC) в округе Ибинь провинции Сычуань для поставок на АЭС «Тяньвань».

За прошедшие 15 лет выполнен перевод на ТВС-2М девяти энергоблоков с РУ ВВЭР-1000 на пяти атомных станциях в режиме смешанных активных зон при переходных топливных загрузках. Одиннадцать энергоблоков с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 введены в эксплуатацию с активными зонами, полностью состоящими или из ТВС-2М и или из ее модификации – ТВС-1200, начиная с первой топливной загрузки (см. табл. 4).

Таблица 4

Внедрение ТВС-2М и ТВС-1200 на энергоблоках с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Режим внедрения	Наименование АЭС	№ энергоблока	Тип РУ	Год начала эксплуатации ТВС-2М/ ТВС-1200
Смешанные топливные загрузки	Балаковская АЭС	1	ВВЭР-1000	2006
		2		2011
		3		2010
		4		2010
	Ростовская АЭС	1		2010
	АЭС «Тяньвань»	1		2011
		2		2014
	АЭС «Куданкулам»	1		2022
		2		2024
	Начиная с первой топливной загрузки	Ростовская АЭС		2
3			2014	
4			2017	
АЭС «Тяньвань»		3	2017	
		4	2018	
Нововоронежская АЭС-2		1	ВВЭР-1200	2016
		2		2019
Ленинградская АЭС-2		1		2017
		2		2020
Белорусская АЭС		1		2020
		2		2023

На ТВС-2М переводится АЭС «Куданкулам» в Индии. В 2022 году на энергоблок №1 данной АЭС загружена первая партия ТВС-2М в объеме полной подпитки свежим топливом. Завершение перевода АЭС «Куданкулам» на подпитки свежим топливом, полностью состоящими из ТВС-2М, планируется осуществить в 2024 году.

Результаты 15-ти летней эксплуатации ТВС-2М и ТВС-1200, представленные в табл. 5, демонстрируют значительные объемы ТВС данных конструкций и высокий уровень их надежности при эксплуатации.

Опыт выполненного обоснования безопасности перевода действующих энергоблоков на ТВС-2М и опыт эксплуатации смешанных активных зон можно использовать для обоснования и реализации перевода АЭС, эксплуатирующих другие конкурирующие конструкции, на ТВС-2М.

Таблица 5

Объемы и результаты эксплуатации ТВС-2М и ТВС-1200

Год	Количество ТВС в эксплуатации		Количество отработавших ТВС		Общее количество ТВС		Количество негерметичных ТВС	
	ТВС-2М	ТВС-1200	ТВС-2М	ТВС-1200	ТВС-2М	ТВС-1200	ТВС-2М	ТВС-1200
2006	6				6			
2007	6				6			
2008	66				66			
2009	66				66			
2010	477		6		483			
2011	714		78		792		1	
2012	888		223		1111			
2013	954		285		1239			
2014	1256		582		1838		3	
2015	1376		921		2297		7	
2016	1467	163	1223		2690	163	3	
2017	1793	163	1551		3344	163	2	
2018	1956	326	2087	48	4043	374	1	
2019	1956	489	2394	138	4350	627	2	
2020	2004	815	3063	247	5067	1062	2	2
2021	2053	815	3732	331	5785	1146	3	
2022	2120	815	3999	583	6119	1398	3	2
2023	2234	978	4468	787	6702	1765	3	1
На 2023 год	3212		5255		8467		35	

МОДЕРНИЗАЦИЯ И РАЗВИТИЕ КОНСТРУКЦИИ И МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ АЭС С ВВЭР

С целью совершенствования технико-экономических характеристик ядерного топлива для РУ ВВЭР и условий его эксплуатации российские разработчики и заводы-изготовители выполняют значительный объем работ, заключающийся в разработке предложений по новым конструкторским решениям, новым конструкционным и топливным материалам, а также их дореакторному обоснованию работоспособности и безопасности. Для обеспечения уверенности в надежности данных разработок в условиях последующей эксплуатации серийно изготавливаемого и массово поставляемого на АЭС с ВВЭР ядерного топлива, выполняется значительный комплекс работ по организации, обоснованию и опытной эксплуатации (реакторным испытаниям) новых технических решений в натурных условиях – на действующих

энергблоках с РУ ВВЭР в условиях реальных активных зон. После окончания опытной эксплуатации (реакторных испытаний) новых технических решений производится вывоз в АО «ГНЦ НИИАР» отработавших опытных ТВС и последующие послереакторные исследования облученных и отработавших в реальных условиях новых конструктивных элементов и материалов в «горячих камерах». Учитывая высокий уровень ответственности при принятии решений о модернизации ядерного топлива, а также длительность опытной эксплуатации (реакторных испытаний) и послереакторных исследований, общий срок принятия решений о массовых поставках на действующие АЭС с ВВЭР модернизированных ТВС с реализованными в них новыми техническими решениями в большинстве случаев составляет не менее 10 лет.

Общая информация об организованных и проведенных за последние 15 лет в действующих энергблоках с РУ ВВЭР опытных эксплуатациях новых технических решений по конструкции и материалам элементов активных зон приведена в табл. 6.

Таблица 6

Реализованные опытные эксплуатации элементов активных зон ВВЭР

№ п/п	Начало	Конец	Объект опытной эксплуатации	Место проведения
1	2009	2011	Таблеточный ПС СУЗ	Балаковская АЭС, блок 4
2	2010	2023	РК-3	Кольская АЭС, блок 4
3	2010	2014	ТВС-2М с АДФ и ПР	Балаковская АЭС, блок 4
4	2011	2014	КНИТ	Балаковская АЭС, блок 1
5	2012	2017	ТВС-2М с твэлами с новыми сплавами	Балаковская АЭС, блок 2
6	2014	2020	ТВС-2М с ПР	Балаковская АЭС, блок 4
7	2015	2022	ТВС-2М с профилированными твэгами	Балаковская АЭС, блок 2
8	2016	2021	ТВС-2М с РЕМИКС-топливом	Балаковская АЭС, блок 3
9	2017	2032	Унифицированный ПС СУЗ	Ростовская АЭС, блок 4
10	2017	-	РК и ТВС с таблеткой 7,8x0	АЭС «Дукованы», блок 1
11	2018	2023	ТВС-2М с АДФ-2	Ростовская АЭС, блок 1
12	2020	2030	ТВС-1200 для 18 месячного топливного цикла с технологическими усовершенствованиями	Нововоронежская АЭС-2, блок 1
13	2020	2025	ТВС и РК с оптимизированным водоурановым отношением	АЭС «Пакш», блок 1
14	2021	2026	ТВС-2М с твэлами толерантного типа из сплава 42ХНМ и с покрытием из Сг	Ростовская АЭС, блок 2
15	2021	2026	ТВС-2М с РЕМИКС-топливом	Балаковская АЭС, блок 1

Общая информация о планируемых в действующих РУ с ВВЭР реакторных испытаниях новых технических решений по конструкции и материалам элементов активных зон приведена в табл. 7.

Таблица 7

Планируемые реакторные испытания элементов активных зон ВВЭР

№ п/п	Начало	Конец	Объект опытной эксплуатации	Место проведения
1	2023	-	ТВС и РК с топливом РС-Э	АЭС «Моховце», блок 1
2	2023	-	РК с оптимизированным водоурановым отношением	АЭС «Ловииза», блок 1
3	2023	-	РКЗ+	АЭС «Дукованы», блок 4
4	2024	-	ТВС и РК с топливом РС-Э	АЭС «Богуницы», блок 3
5	2025	2030	ТВС-5 с урановым топливом	Нововоронежская АЭС-2, блок 1
6	2025	2028	ТВС-2М с U-Pu топливом	Ростовская АЭС, блок 4
7	2028	2031	ТВС-5 с U-Pu топливом	Нововоронежская АЭС-2, блок 1

Ниже приведена более подробная информация о некоторых новых технических решениях по конструкции и материалам ядерного топлива для РУ ВВЭР, опытная эксплуатация которых проведена или проводится на действующих энергоблоках, а также планы по проведению реакторных испытаний.

ТВС-2М с перемешивающими решетками

В рамках работ по форсированию мощности действующих энергоблоков с РУ ВВЭР-1000 до 107% $N_{ном}$ на энергоблоке №4 Балаковской АЭС, начиная с 2010 года, эксплуатируются ТВС-2М с интенсификаторами теплообмена – перемешивающими решетками (ПР) (см. рис. 1).



Рис. 1. ТВС-2М с перемешивающими решетками

Применение в активных зонах РУ ВВЭР конструкций ТВС с интенсификаторами теплообмена может обеспечить как увеличение максимальной локальной мощности в активной зоне, так и увеличение интегральной мощности РУ. Реализация данных технических решений при эксплуатации действующего энергоблока может позволить

улучшить эффективность топливоиспользования (увеличить количество энергии, вырабатываемой одной ТВС за срок ее службы), а также увеличить общую энерговыработку АЭС.

Начиная с 2017 года, энергоблок №4 Балаковской АЭС в рамках работ по обеспечению повышения его мощности до 107% Нном эксплуатируется с активной зоной, полностью состоящей из ТВС-2М с ПР. За все время эксплуатации ни одной негерметичной ТВС-2М с ПР не выявлено. В 2020 году конструкция ТВС-2М с ПР переведена в промышленную эксплуатацию. В 2023 году предполагается вывоз отработавшей ТВС-2М с ПР в АО «ГНЦ НИИАР» для проведения ее послереакторных исследований в «горячих камерах».

Новые сплавы для оболочек твэлов

На энергоблоке №2 Балаковской АЭС три ТВС-2М с опытными твэлами с оболочками из новых сплавов Э110М, Э635М и Э125 отработали в течение трёх топливных кампаний (см. рис. 2).

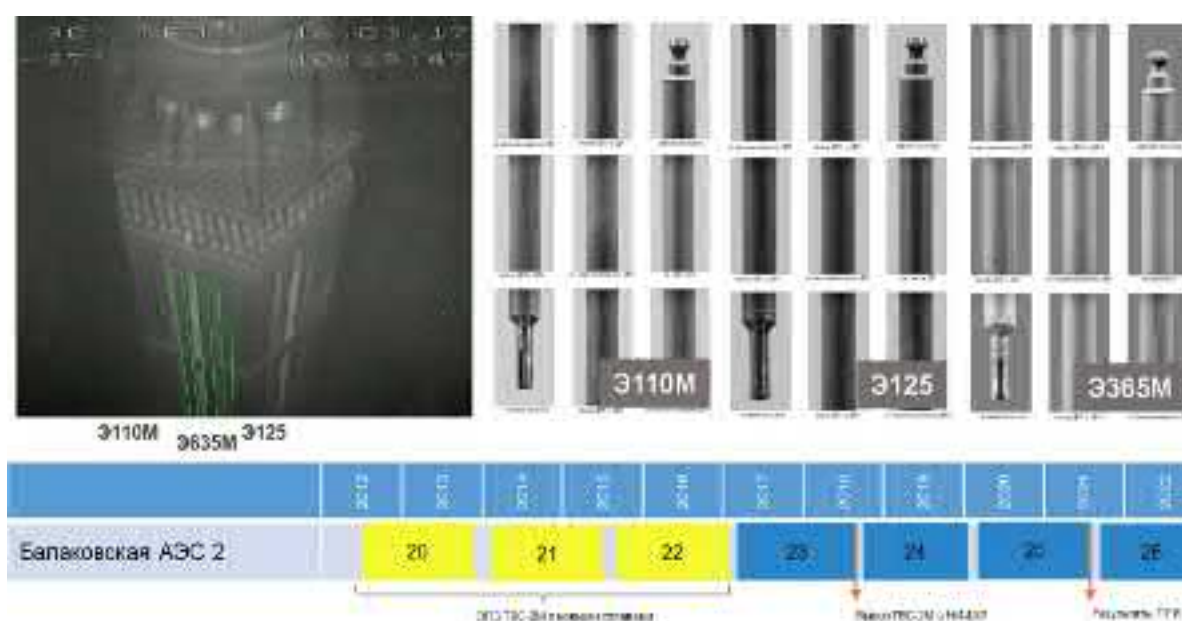


Рис. 2. Новые сплавы для оболочек твэлов

Данные работы выполнены по инициативе разработчика циркониевых сплавов АО «ВНИИНМ» целью опробования в реальных реакторных условиях кандидатных материалов, на замену штатно применяемого сплава Э-110, с целью улучшения прочностных и коррозионных характеристик оболочек твэлов при работе в современных условиях эксплуатации.

В 2018 году одна ТВС-2М с опытными твэлами вывезена для исследований в АО «ГНЦ НИИАР». Получен значительный объем данных по свойствам новых оболочечных материалов и их отличиям от штатного сплава Э110. По результатам

послереакторных исследований наиболее предпочтительным материалом для последующих поставок на АЭС представляется сплав Э110М. Планируются работы по его внедрению в эксплуатацию на действующие АЭС с РУ ВВЭР.

ТВС-2М с антидебризным фильтром второго поколения АДФ-2

В рамках работ по повышению надежности эксплуатации ядерного топлива на энергоблоке №1 Ростовской АЭС в 2023 году закончилась опытная эксплуатация двенадцати ТВС-2М с антидебризным фильтром второго поколения АДФ-2 (см. рис. 3).

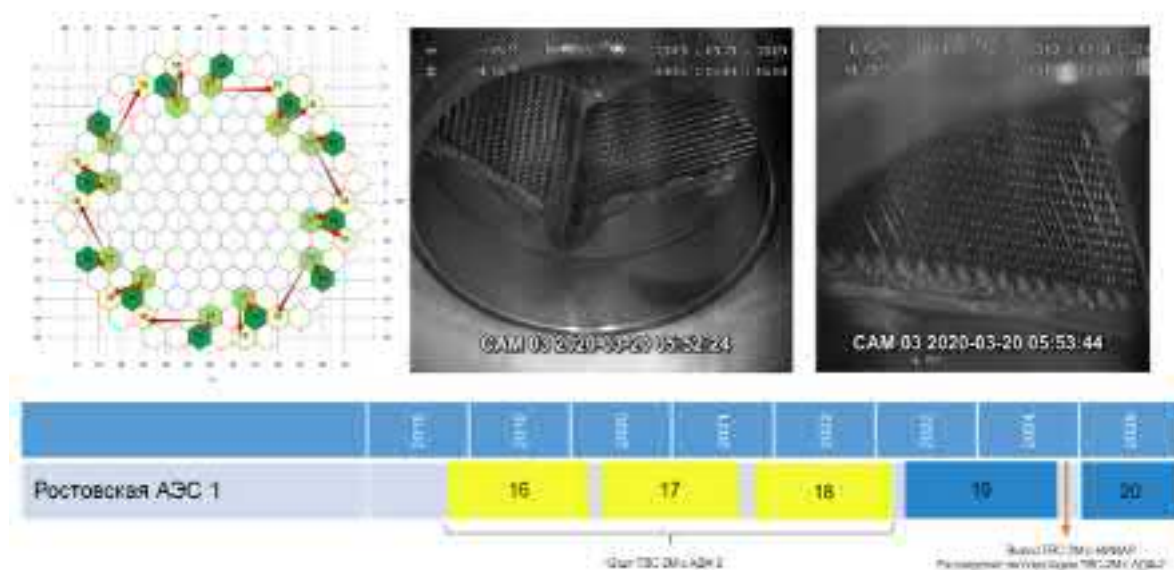


Рис. 3. ТВС-2М с АДФ-2

По результатам деятельности международного проекта «Нулевой отказ ядерного топлива» в качестве основной причины повреждений оболочек твэлов и выхода из строя ТВС при эксплуатации РУ ВВЭР установлено наличие посторонних предметов (дебризов) в первом контуре теплоносителя. Применение АДФ-2, путем уменьшения количества ТВС с негерметичными твэлами, должно обеспечить улучшение эффективности топливоиспользования и радиационной обстановки на АЭС, а также уменьшение издержек эксплуатирующей организации при обращении с негерметичным топливом.

В 2024 году планируются работы по вывозу одной ТВС-2М с АДФ-2 в АО «ГНЦ НИИАР» для послереакторных исследований в «горячих камерах». В 2023 году изготовлена партия ТВС-2М с АДФ-2 для энергоблока №1 АЭС «Куданкулам». Также планируются работы по расширению эксплуатации ТВС-2М с АДФ-2 на российских АЭС с ВВЭР-1000.

ТВС-2М с толерантными твэлами

В 2021 году на второй блок Ростовской АЭС установлены на эксплуатацию три ТВС-2М с опытными твэлами толерантного типа – устойчивыми к аварийным условиям в активной зоне РУ ВВЭР. В периферийный ряд твэлов каждой из этих ТВС-2М установлены по 6 твэлов с оболочкой из сплава 42ХНМ и по 6 твэлов оболочки которых, выполненные из штатного сплава Э110, покрыты хромом (см. рис. 4).

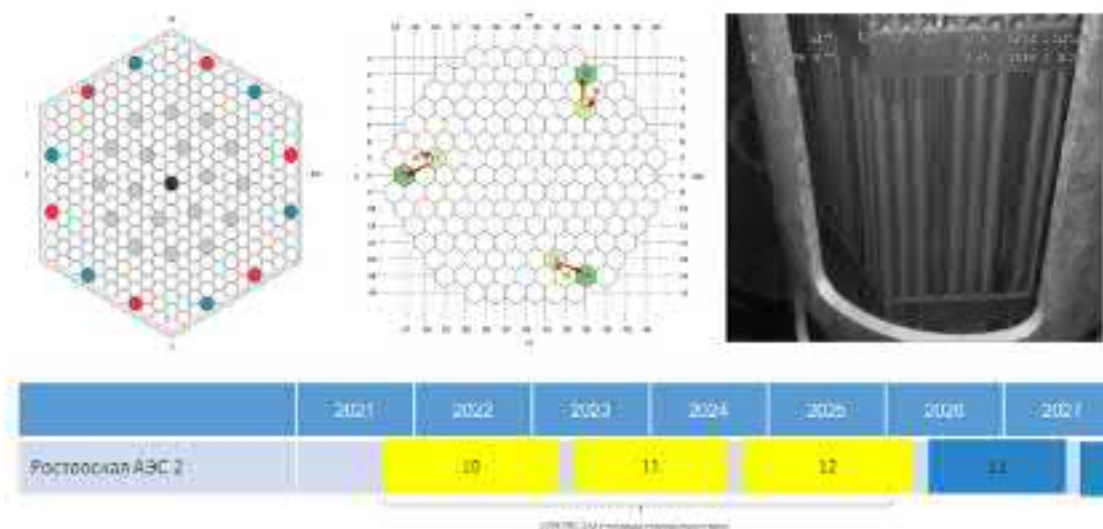


Рис. 4. ТВС-2М с твэлами толерантного типа

Разработка и последующее применение толерантного ядерного топлива на АЭС является общемировой тенденцией, возникшей по результатам анализа причин и последствий аварии на АЭС «Фукусима». Предполагается, что после подтверждения его работоспособности и эффективности, обеспечение повышенной стойкости ядерного топлива в аварийных условиях будет являться ключевым требованием эксплуатирующих организаций. Выполнение работ по организации и обеспечению эксплуатации опытных твэлов толерантного типа на действующем энергоблоке с РУ ВВЭР способствует повышению конкурентоспособности российского ядерного топлива.

По результатам эксплуатации энергоблока №2 Ростовской АЭС и проведенного в ППР-2023 осмотра ТВС-2М с опытными толерантными твэлами после окончания их первой топливной кампании, препятствий для дальнейшей эксплуатации данных ТВС-2М не выявлено.

УРАН-ПЛУТОНИЕВООЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ АЭС С РУ ВВЭР

Одной из самых значительных задач, стоящих перед разработчиками и изготовителями ядерного топлива, является задача по обеспечению возможности замыкания ядерного топливного цикла, и в частности – обеспечению возможности эксплуатации на энергоблоках с РУ типа ВВЭР уран-плутониевого топлива.

В России и за рубежом эксплуатируются 66 действующих энергоблоков с РУ ВВЭР в условиях открытого топливного цикла (см. табл. 1). Общее количество потребляемого на энергоблоках с РУ ВВЭР свежего топлива и, соответственно, нарабатываемого ОЯТ составляет порядка 1200 тонн в год. Еще 25 энергоблоков с РУ ВВЭР находятся на различных стадиях реализации. Общее количество действующих энергоблоков с РУ ВВЭР через некоторое время может составить порядка 90 объектов. При реализации планов Госкорпорации «Росатом» по сооружению и вводу в эксплуатацию энергоблоков с РУ ВВЭР как в России, так и за рубежом, потребность в свежем топливе для РУ ВВЭР и, соответственно, количество нарабатываемого ОЯТ может составить до 2000 тонн в год.

Создание технологий замкнутого ядерного топливного цикла позволит минимизировать риски развития ядерной энергетики Российской Федерации, связанные с ограничениями по доступности и себестоимости ресурсной базы природного урана, а также обеспечит возможность преодоления обостряющихся проблем накопления ОЯТ и РАО. Реализация данной задачи позволит обеспечить долгосрочную конкурентоспособность ядерной генерации по сравнению с альтернативными источниками энергии.

С учетом вышеизложенного, решение задачи топливообеспечения действующих и перспективных энергоблоков с РУ ВВЭР путем разработки и введения в действие технологий и процессов переработки ОЯТ, утилизации РАО и фабрикации свежего ядерного топлива из продуктов переработки ОЯТ на современном уровне развития техники и технологий позволит внести значимый вклад в обеспечение минимизации воздействия на окружающую среду, повышения экономической эффективности и конкурентоспособности российской ядерной энергетики.

Использование в легководных реакторах уран-плутониевого MOX топлива (англ. Mixed-Oxide fuel – ядерное топливо, содержащее диоксиды плутония и обедненного урана) является для ряда стран хорошо отработанной технологией. В Европе (Бельгии, Швейцарии, Германии и Франции) около 40 LWR лицензировано под использование MOX топлива и значительная часть из них используют загрузки активной зоны, на 1/3 состоящие из MOX топлива.

В России отсутствует опыт использования MOX топлива в ВВЭР. В разные годы были выполнены исследования по изучению возможности использования MOX топлива на основе энергетического и оружейного плутония. В основном рассматривалось поведение MOX топлива в активной зоне. Однако ни проектные работы, ни опытная эксплуатация MOX топлива в ВВЭР не осуществлялись. Значительный опыт расчета характеристик топливных загрузок ВВЭР-1000 с MOX топливом, изготовленным из плутония с высоким содержанием делящихся изотопов, был накоплен в конце девяностых – начале двухтысячных годов в рамках работ с зарубежными партнерами по проблеме утилизации оружейного плутония.

Использование свежего уран-плутониевого топлива в РУ ВВЭР впервые осуществлено в 2016 году на энергоблоке №3 Балаковской АЭС, куда были загружены

три ТВС-2М, содержащие 18 твэлов с уран-плутониевым РЕМИКС-топливом (по шесть твэлов в каждой ТВС). РЕМИКС топливо (англ. REMIX – REgenerated MIXture of U-, Pu-oxides) содержит смесь обогащенного урана с ураном и плутонием, которые выделяются при переработке ОЯТ. Эта технология, разработанная в Радиовом институте имени В.Г. Хлопина г. Санкт-Петербург, подразумевает повторное использование не только плутония, содержащегося в ОЯТ, но и остаточного количества ^{235}U . Опытная эксплуатация ТВС-2М с 18-ю твэлами с РЕМИКС-топливом закончилась в 2021 году (см. рис. 5).

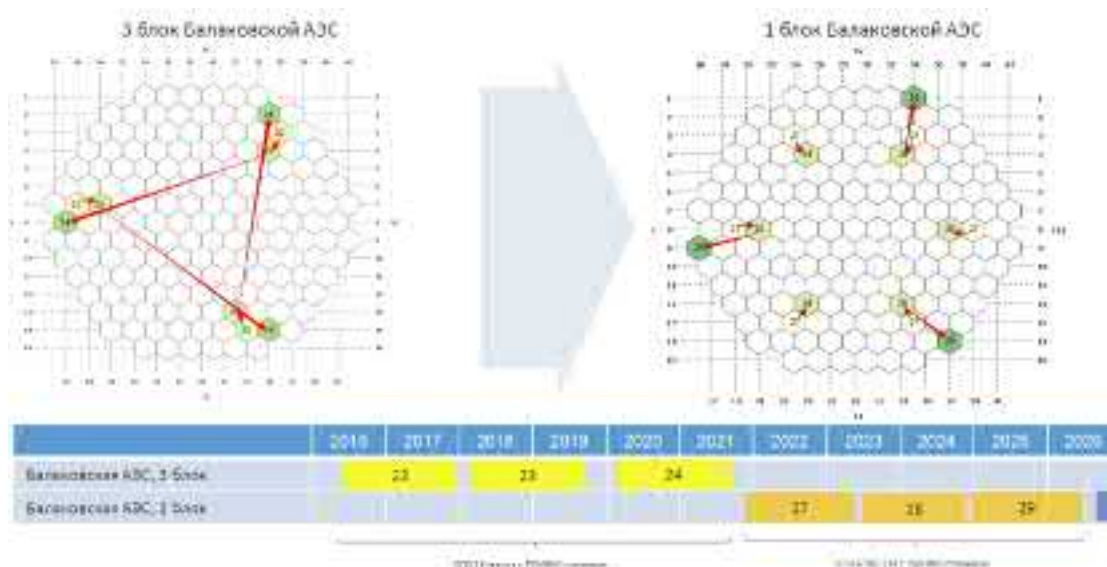


Рис. 5. Эксплуатация ТВС-2М с РЕМИКС-топливом

С учетом положительных результатов эксплуатации трех ТВС-2М, содержащих 18 твэлов с РЕМИКС-топливом на блоке №3 Балаковской АЭС, с целью расширения референсного опыта изготовления и эксплуатации РЕМИКС-топлива на АЭС с ВВЭР-1000 выполнены работы по обоснованию безопасности эксплуатации и изготовлению шести ТВС-2М, полностью оснащенных твэлами с РЕМИКС-топливом. Проведение опытно-промышленной эксплуатации данных ТВС-2М с РЕМИКС-топливом, изготовленных на двух новых производственных площадках – на ФГУП «ГХК» в Красноярском крае и АО «СХК» в Томской области, началось с 2021 года на энергоблоке №1 Балаковской АЭС. По результатам эксплуатации энергоблока №1 Балаковской АЭС и проведенного в ППР-2023 осмотра ТВС-2М с РЕМИКС-топливом после окончания их первой топливной кампании, препятствий для дальнейшей эксплуатации данных ТВС-2М не выявлено.

В развитие и с учетом результатов ранее выполненных работ по обоснованию и использованию уран-плутониевого топлива на энергоблоках с РУ ВВЭР АО «ТВЭЛ» организованы работы по созданию конструкции тепловыделяющей сборки с урановым и высокофоновым уран-плутониевым топливом, которая должна минимизировать

дозовые нагрузки на персонал завода-изготовителя, а также минимизировать вплоть до полного исключения жидкие радиоактивные отходы, образующиеся при сборке ТВС.

Штатной технологией изготовления ТВС-2М предусматривается прямой и непосредственный контакт персонала завода-изготовителя с ТВС при выполнении производственных и контрольных операций. Также, перед установкой твэлов в каркас ТВС-2М, с целью минимизации повреждений оболочек твэлов при выполнении сборочных операций производится покрытие твэлов лаком, требующего в последующем отмычки.

С учетом вышеизложенного, в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» во взаимодействии со специалистами завода-изготовителя ПАО «НЗХК» г. Новосибирск и АО «ТВЭЛ» выполнена разработка конструкции ТВС для дистанционного изготовления – ТВС-5. Основным требованием, предъявляемым к конструкции ТВС-5 (в отличие от ТВС-2М), является требование по обеспечению возможности ее дистанционной сборки на заводе-изготовителе с минимальным обоснованным уровнем наносимых при сборке дефектов оболочек твэлов без применения лаков и/или смазывающих составов. Реализация данных требований в конструкции ТВС-5 обеспечивается применением запатентованной АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ПАО «НЗХК» и АО «ТВЭЛ» ячейки дистанционирующей решетки с пониженной радиальной жесткостью.

С целью подтверждения правильности принятых конструкторских решений и обоснования работоспособности конструкции ТВС-5 опытную партию ТВС-5 в количестве 3 штук со штатным урановым топливом планируется установить на реакторные испытания в 2025 году на энергоблок №1 Нововоронежской АЭС-2 в рамках реализуемого на данном энергоблоке топливного цикла.

Расширение эксплуатации ТВС-5 с уран-плутониевым топливом планируется, также, на энергоблоке №1 Нововоронежской АЭС-2 в 2028 году.

Начиная с 2025 года, планируется проведение реакторных испытаний трех ТВС-2М, содержащих по 18 твэлов с уран-плутониевым топливом на энергоблоке №4 Ростовской АЭС. При этом расположение 18 твэлов с уран-плутониевым топливом предусматривается двумя рядами вокруг центрального инструментального канала, что обеспечит получение экспериментальных данных по влиянию уран-плутониевого топлива на нейтронно-физические характеристики ТВС. Полученная в ходе реакторных испытаний информация, совместно результатами прецизионных расчетов, обеспечат формирование базы данных для валидации и последующей аттестации программ, предназначенных для эксплуатационных нейтронно-физических расчетов, с целью расширения эксплуатации уран-плутониевого топлива.

СТЕНД ИНСПЕКЦИИ И РЕМОНТА ОТРАБОТАВШИХ ТВС

Важным фактором, с точки зрения повышения эффективности использования ядерного топлива на АЭС, является получение информации о его поведении в процессе эксплуатации и обеспечение возможности ремонта отработавших ТВС в условиях АЭС.

В связи с чем, во многих странах, эксплуатирующих АЭС, для исследования и ремонта отработавших ТВС используются стенды инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок (СИР ТВС), устанавливаемые непосредственно на АЭС в бассейнах выдержки отработавшего топлива. Данное оборудование обеспечивает оперативность и относительно низкую стоимость получения информации о состоянии отработавших ТВС по сравнению с их исследованиями в «горячих камерах». Также, данное оборудование обеспечивает возможность возврата отремонтированных ТВС с извлеченными негерметичными твэлами в эксплуатацию, безопасный вывоз отремонтированных ТВС с площадки АЭС и возможность компактной локализации высокорadioактивного материала (извлеченных из ТВС негерметичных твэлов) [2].

С учетом вышеизложенного, с целью соответствия современным (в т.ч. международным) требованиям по проектированию и эксплуатации АЭС в части обеспечения возможности исследования и ремонта ТВС на АЭС во всех новых проектах АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ, реализуемых Госкорпорацией «Росатом» в России и за рубежом, предусмотрено применение СИР ТВС. Разработанное АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с АО «АТОММАШЭКСПОРТ» г. Волгодонск и ООО НПФ «Сосны» г. Дмитровград оборудование СИР ТВС изготовлено, поставлено, смонтировано и прошло пусконаладочные работы на энергоблоках №1 и 2 Нововоронежской АЭС-2, энергоблоках №1 и 2 Ленинградской АЭС-2 и на энергоблоках №1 и 2 Белорусской АЭС. В ходе пусконаладочных работ была комплексно опробована работоспособность СИР ТВС на макете ТВС. На энергоблоке №1 Ленинградской АЭС-2 2024 году планируется проведение первой инспекции отработавшей ТВС на действующем энергоблоке с РУ ВВЭР-1200.

Применение СИР ТВС для исследования отработавшего топлива имеет существенное значение при выполнении работ по модернизации и внедрению новых видов и типов топлива на АЭС, выполняемых с целью обеспечения эффективности топливоиспользования, улучшения технических и экономических характеристик эксплуатации как ядерного топлива, так и АЭС в целом. Результаты исследований новых видов и типов топлива на СИР ТВС, проводимые на АЭС без выдержки для снятия остаточных энерговыделений и вывоза опытных ТВС на исследования в «горячие камеры», обеспечивают возможность существенного сокращения времени и средств на подтверждение проектных характеристик нового топлива.

Выводы

С учетом значительного количества действующих и строящихся энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР, работы по их топливообеспечению, модернизации и совершенствованию топлива имеют высокую актуальность.

Опыт и результаты работ российских специалистов по ядерному топливу для АЭС с РУ ВВЭР вносят существенный вклад в реализацию стратегии Госкорпорации «Росатом» по увеличению энерговыработки и генерирующих мощностей АЭС на

внутреннем и международном рынках с обеспечением экономической эффективности, надежности и безопасности.

Авторы статьи выражают искреннюю признательность всем специалистам по ядерному топливу, сотрудникам российских научных, проектных, конструкторских и производственных и эксплуатирующих организаций, принимающим активное участие в его разработке, модернизации, обосновании, изготовлении и эксплуатации.

Особую благодарность авторы статьи выражают всем сотрудникам АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», принявших активное участие в осуществлении вышеупомянутых работ, в том числе: Е.В. Аверьяновой, Р.С. Алексееву, П.В. Антонову, Г.А. Багрову, С.В. Бикусову, И.А. Бромирскому, И.Н. Васильченко, Р.И. Васильченко, Я.В. Гринько, А.В. Гришакову, А.Н. Добровольскому, К.А. Евсееву, А.В. Зверкову, Д.Е. Зубцову, Н.А. Иванову, И.И. Ионовой, А.В. Колобаеву, Д.В. Коноплеву, Ф.Н. Коротаеву, А.В. Лапину, М.П. Лобанову, В.Б. Лушину, Т.В. Максимовой, К.Е. Мельникову, К.Н. Плотникову, Д.Н. Пузанову, И.И. Сайдатовой, С.В. Семиглазову, Н.В. Спириной, Д.В. Сурову, А.В. Терентьеву, В.Н. Чернышеву, С.В. Шаровой.

Перечень сокращений

АДФ – антидебризный фильтр
АЭС – атомная электрическая станция
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
КНИТ – канал нейтронных измерений температурный
ОЯТ – отработавшее ядерное топливо
ППР – плановый предупредительный ремонт
ПР – перемешивающая решетка
ПС СУЗ – поглощающий стержень системы управления и защиты
РАО – радиоактивные отходы
РК – рабочая кассета
РУ – реакторная установка
СИР – стенд инспекции и ремонта
ТВС – тепловыделяющая сборка

Список литературы

1. Кушманов С.А. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» «Результаты эксплуатации и направления развития ядерного топлива РУ ВВЭР», доклад на научно-технической конференции АО «ТВЭЛ» Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития. НТК-2022 Это-Садок, г. Сочи, 28-29 сентября 2022.
2. Иванов Н.А., Бромирский И.А., Суров Д.В., Первушин Л.А., Тишков А.Н., Семенцов А.В., Павлов С.В., Амосов С.В. Стенд инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок для проекта АЭС-2006. Тяжелое машиностроение, №4. 2017.

**МЕТАЛЛУРГИЯ
И МЕТАЛЛОВЕДЕНИЕ**

УДК 539.374.2:[669.24.055: 621.774.35.016.3]

**ИССЛЕДОВАНИЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ ПЛАСТИЧЕСКОГО ТЕЧЕНИЯ
ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110 ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ
ХОЛОДНОЙ ПРОКАТКИ ТРУБ**

*М.И. Сергачева, К.В. Ожмегов, А.С. Заводчиков, А.А. Кабанов,
С.А. Бекренев, Д.А. Крюков*
АО «ВНИИНМ», Москва, MISergacheva@bochvar.ru

В работе представлены результаты исследования эффекта локализации пластического течения циркониевого сплава Э110 применительно к условиям холодной пильгерной прокатки труб. Исследования проводились на образцах, отобранных от труб перед холодной пильгерной прокаткой предварительно термообработанных при $T=520-580$ °С, методом одноосного растяжения при скорости 2 мм/с и 3 мм/с на разрывной машине Instron-5982. Для исследования течения металла в процессе испытания на образцы наносилась делительная сетка. По результатам исследования установлено влияние температуры термической обработки и скорости испытания на формирование очагов локализованного течения металла.

Ключевые слова: циркониевые трубы, локализация пластического течения, холодная прокатка.

**INVESTIGATION OF THE LOCALIZATION OF THE PLASTIC FLOW OF
ZIRCONIUM ALLOY E110 IN RELATION TO THE CONDITIONS OF COLD
ROLLING OF PIPES**

*M.I. Sergacheva, K.V. Ozhmegov, A.S. Zavodchikov, A.A. Kabanov,
S.A., Bekrenev, D.A. Kryukov*
JSC «VNIINM», Moscow

The work presents the results of a study of the effect of localization of the plastic yielding of zirconium alloy E110 in relation to the conditions of cold pilger rolling of pipes. The studies were carried out on samples taken from pipes pre-heat-treated before cold pilger rolling at $T=520-580$ ° C, by uniaxial tension at a speed of 2 mm/s and 3 mm/s on the Instron-5982 tensile machine. To study the yielding of metal during the test, a dividing grid was applied to the samples. According to the results of the study, the influence of the heat treatment temperature and the test speed on the formation of centers of localized metal yielding has been determined.

Keywords: zirconium pipes, localization of plastic flow, cold rolling.

Введение

Циркониевые сплавы, обладающие рядом важных физико-механических свойств, являются основным конструкционным материалом для деталей активной зоны атомных энергетических реакторов [1]. Наиболее ответственными из них являются оболочечные трубы, так как их разгерметизация при эксплуатации приводит к аварийным ситуациям и недопустима [2].

Технология изготовления циркониевых труб включает несколько этапов:

- выплавка слитка методом вакуумно-дуговой плавки,
- ковка слитка,
- горячее прессование заготовки,
- холодная пильгерная прокатка полуфабрикатов труб с промежуточными и финишной термическими обработками.

Особое место в технологии занимает холодная пильгерная прокатка труб с промежуточными термическими обработками. На данном этапе формируется структура и текстура, а также геометрические размеры готовых труб. Неоптимальное течение металла при холодной пильгерной прокатке приводит к появлению дефектов на внутренней и наружной поверхностях труб [3-5].

При деформационной обработке изделий из сплавов на основе циркония течение металла как правило неоднородно и характеризуется формированием очагов локализованного течения [6]. Особенно негативное влияние на качество труб данный эффект оказывает при холодной пильгерной прокатке [7]. При значительных частных обжатиях (более 5%) и толстой стенке (более 5 мм) трубной заготовки формируются очаги локализованного течения, которые характеризуются повышенными температурами за счет теплового эффекта пластической деформации [8] и скоростями деформации. При взаимодействии с рабочим инструментом при неоптимальном коэффициенте трения может происходить налипание металла на рабочий инструмент с последующим появлением дефектов задир, вмятина, раковина [9, 10]. При неоптимальном соотношении деформации по стенке к диаметру, которое может быть также следствием значительных осевых биений в процессе прокатки на внутренней поверхности образуются складки (рис. 1), которые при последующих прокатках закатываются с формированием дефекта закат (рис. 2). Как правило, ремонт внутренней поверхности полуфабрикатов и готовых труб для исключения несплошности при серийной технологии не возможен. Забракованные трубы по данному дефекту списываются в брак.

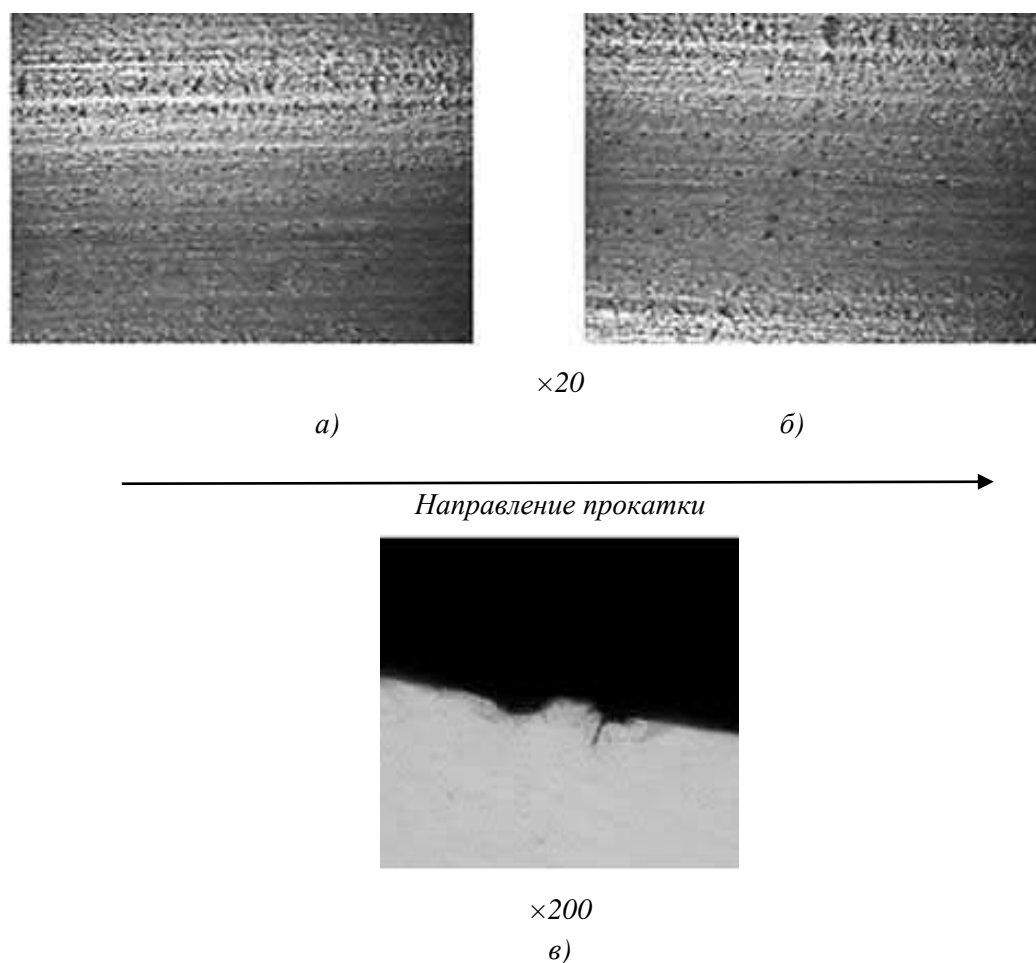


Рис. 1. Внешний вид складки на внутренней поверхности трубы сплава Э110 после первого прохода холодной прокатки.

(а, б – состояние внутренней поверхности, в – поперечное сечение)

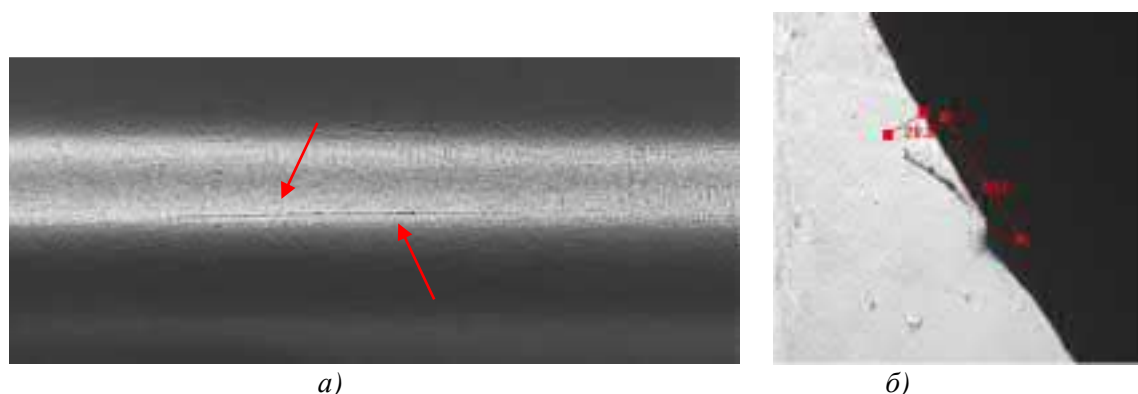


Рис. 2. Внешний вид дефекта «Закат»: (а – внешний вид, б – в поперечном сечении)

Явление локализации пластического течения металлов и сплавов обстоятельно изучалось применительно к условиям статического и квазистатического нагружения [11]. Исследование локализации циркониевых сплавов также изучалось, однако экспериментальных исследований явно недостаточно применительно к существующим составам сплавов. Ведь даже незначительные добавки влияют на течение металла,

особенно применительно к условиям холодной обработки давлением [12]. Кроме того, малоизучено влияние термической обработки, текстуры на локализацию пластического течения сплава Э110 в скоростных условиях холодной прокатки.

Исследование этого явления, а также параметров, влияющих на уровень сопротивления металла локализации пластического течения, позволят подготовить структуру труб из сплава Э110 с более высоким сопротивлением к формированию складок на внутренней поверхности, что может быть актуально в работах по обоснованию изделий из новых сплавов, по повышению технико-экономических показателей технологии.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве материала исследований был взят промышленный сплав циркония Э110, химический состав сплава приведен в табл. 1.

Таблица 1

Массовая доля легирующих и примесных элементов сплава Э110,
согласно ТУ 95.166-83

Массовая доля легирующих и примесных элементов сплава Э110, %																							
Nb	Fe	O	Al	B	Be	C	Ca	Cd	Cl	Cu	Cr	F	Si	Hf	K	Li	Mn	Mo	N	Ni	Pb	Ti	Zr
0,9-1,1	0,05	0,099	0,008	0,00005	0,003	0,02	0,03	0,00003	0,003	0,005	0,02	0,003	0,02	0,05	0,004	0,0002	0,002	0,005	0,006	0,02	0,005	0,005	остальное

Исследования проводились на сегментах размером 5×5×180 мм, отобранных от трубной заготовки Ø63,5×37,5 мм (рис. 3) перед операциями термообработки и холодной прокатки. Геометрия образцов для испытания приведена на рис. 4.

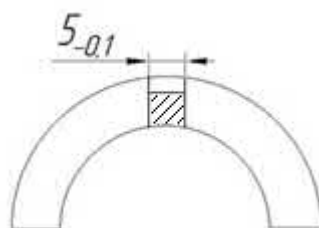


Рис. 3. Схема отбора образцов для испытаний на растяжение от трубной заготовки Ø63,5×37,5 мм сплава Э110

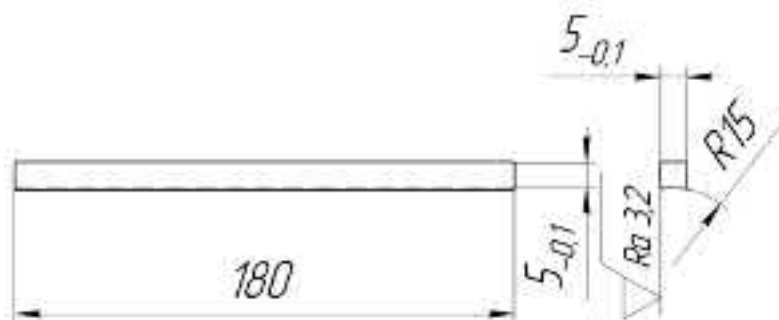


Рис. 4. Эскиз образца для испытаний методом растяжения

На внутренней поверхности прокатываемой трубы в результате трибоконтактного взаимодействия с оправкой возникают растягивающие напряжения. Поэтому для оценки влияние структурных и деформационно-скоростных параметров на локализацию пластического течения был выбран метод одноосного растяжения. Кроме того, применение данного метода позволит исследовать локализацию пластического течения при образовании и развитии шейки на образце.

Для исследования пластического течения на внутренней поверхности трубной заготовки при холодной прокатке использовался метод делительных сеток. Метод основан на определении деформированного состояния по искажению делительной сетки, нанесенной на поверхность образца. Для определения величины пластической деформации обычно используют логарифмическую меру, т.е. деформация отрезка, имеющего первоначальную длину l_0 , а длину после деформации l , составляет:

$$\varepsilon = \ln l / l_0 \quad (1)$$

Пластичность материала оценивалась по двум характеристикам: относительному удлинению (2) и относительному сужению (3).

$$\delta = \frac{l_k - l_n}{l_n} \times 100\%, \quad (2)$$

где l_k – конечная длина образца, l_n – начальная длина образца.

$$\psi = \frac{F_n - F_k}{F_n} \times 100\%, \quad (3)$$

где F_n – начальная площадь поперечного сечения образца, F_k – конечная площадь поперечного сечения образца в месте разрыва.

Нанесение делительной сетки осуществлялось на поверхность образца, соответствующую внутренней поверхности трубной заготовки, на системе лазерной маркировки «Минимаркер-FC25». Для нанесения делительных сеток на поверхность образца методом лазерной маркировки был экспериментально определен режим, обеспечивающий глубину зоны термического влияния лазерной маркировки не более 1 мкм.

Размер рабочей поверхности с делительной сеткой составлял 120,0×9,0 мм, размер одной ячейки делительной сетки составлял 0,9×0,9 мм, толщина линии сетки до 10 мкм (рис. 5).



а)



б)

Рис. 5. Область нанесения и внешний вид делительной сетки на внутренней поверхности образца, отобранного от трубной заготовки $\text{Ø}63,5 \times 37,5$ мм сплава Э110.
(а – схема нанесения, б – фотография области лазерной маркировки)

Испытания образцов проводились методом одноосного растяжения до разрыва на электромеханической испытательной машине «Instron-5982» (рис. 6). Жесткость испытательной машины 300 кН/мм.



Рис. 6. Испытательная машина «Instron-5982»

Испытания проводились при комнатной температуре. Исследование течения металла осуществлялось в диапазоне скоростей нагружения 2-3 мм/с, что соответствует скорости деформации металла трубы в процессе холодной прокатки при величине подачи $m=1-3$ мм.

Для оценки влияния структурного состояния на течение металла образцы перед испытаниями отжигались при температурах: 520-580 °С. Отжиг проводился в вакуумной печи с выдержкой 2 ч в вакууме 1×10^{-5} мм. рт. ст. Режимы испытаний приведены в табл. 2.

Таблица 2

Исследуемые режимы при испытаниях на одноосное растяжение сегментов,
отобранных от трубной заготовки $\varnothing 63,5 \times 37,5$ мм сплава Э110

V, мм/с	Температура предварительной термической обработки T, °С							
	-		520		540		580	
	2	3	2	3	2	3	2	3

Измерение делительных сеток после испытаний на растяжение проводилось с использованием измерительного микроскопа Evotis lynx system 1 с увеличением до 60 крат. По результатам построены диаграммы зарождения и развития очагов локализации и локализации пластического течения сплава Э110 по длине и ширине исследуемого образца при испытании методом одноосного растяжения в зависимости от температуры отжига (рис. 7).

Структурные исследования проводились методом оптической микроскопии на продольных и поперечных шлифах размером 5,0×5,0 мм, отобранных от исследуемых образцов после термообработки перед испытаниями на оптическом микроскопе Carl Zeiss «Axiovert 40 MAT».

РЕЗУЛЬТАТЫ

По результатам измерения делительных сеток были построены графики локализации пластического течения металла исследуемых образцов (рис. 7). Из анализа результатов следует, что повышение температуры до T=580 °С предварительной термической обработки снижает сопротивление металла σ_s к формированию очагов локализованного течения и способствует формированию макроочага локализации с деформациями до 0,28 в районе шейки образца.

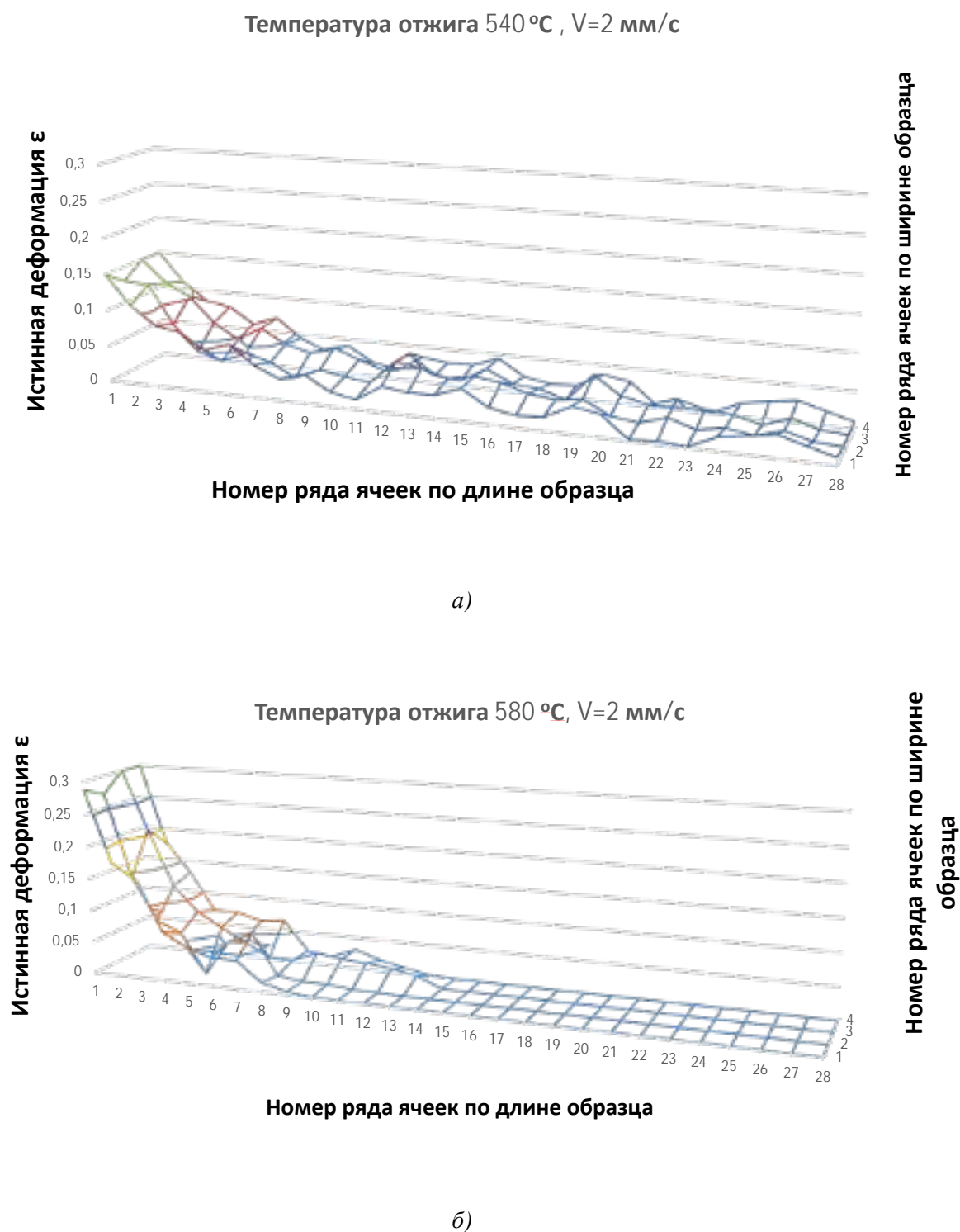


Рис. 7. Диаграммы локализации пластического течения сплава Э110 в продольном направлении при испытании методом одноосного растяжения при скорости $V=2$ мм/с образцов предварительно термообработанных при: а) $T=540$ °С; б) $T=580$ °С

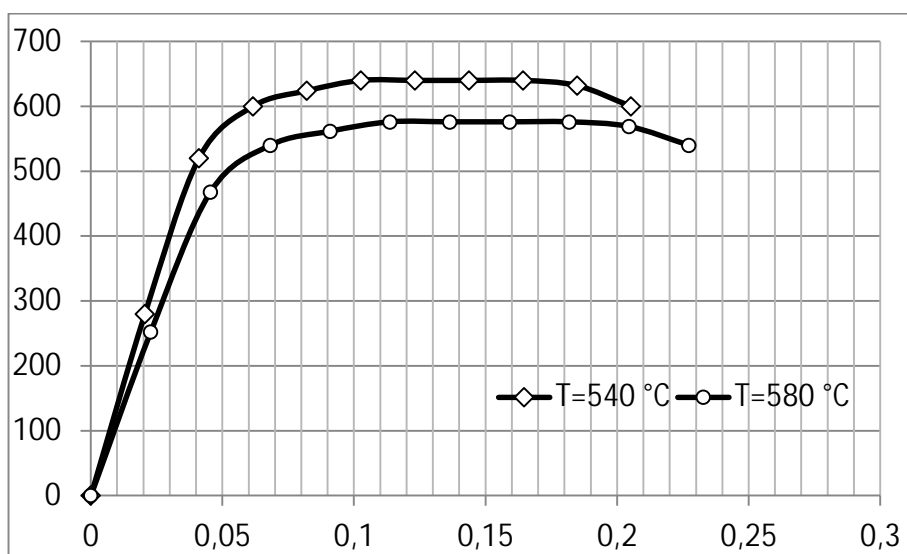


Рис. 8. Кривые течения $\sigma_s - \epsilon$ сплава Э110, полученные при испытании методом одноосного растяжения при скорости $V = 2$ мм/с образцов предварительно термообработанных при 540 °C и 580 °C

Температура отжига, °C	Скорость перемещения траверсы, мм/с	Относительное удлинение, δ_s %	Время до разрыва, с	Состояние структуры, х500
Без ТО	2	9,45	4	 Продольное сечение Поперечное сечение
	3	8,67	2	
520	2	13,67	8	 Продольное сечение Поперечное сечение
	3	11,8	6	
540	2	18,56	10	 Продольное сечение Поперечное сечение
	3	16,52	8	
580	2	20,33	12	 Продольное сечение Поперечное сечение
	3	17,89	10	

Рис. 9. Величина относительного удлинения, структурное состояние в зависимости от режима испытания

Увеличение скорости при испытании образцов (с $V=2$ мм/с до $V=3$ мм/с) приводит к повышению сопротивления σ_s металла пластической деформации на 12÷15%. Количество очагов локализации уменьшается, при этом область макролокализации становится более выраженной, а диаграмма локализации пластического течения характеризуется большей крутизной максимума в области формирования шейки (рис. 10).

По результатам проведенных исследований был отмечен различный характер течения металла на образцах предварительно термообработанных в диапазоне температур, обеспечивающих частичную (520-540 °С) и полную рекристаллизацию (580 °С). Кроме этого, было отмечено колебательное изменение течения металла в поперечном и продольном направлении относительно оси растяжения образца. Максимальные деформации наблюдаются в макроочагах локализованного течения (в области шейки), причем их уровень тем выше, чем выше степень рекристаллизации и больше скорость испытания (рис. 8).

Как известно из дислокационной теории упрочнения деформируемых материалов их пластическое течение протекает неоднородно на всех этапах деформирования, и в металле самопроизвольно формируются и эволюционируют подвижные и стационарные очаги локализованной пластичности. Каждый из таких очагов представляет собой дефект структуры, в котором пространственные распределения приростов удлинения, сдвига и поворота закономерно взаимосвязаны между собой. Эволюция данных дефектов и определяет картину макролокализации деформации на всех стадиях пластического течения металла.

С целью оценки процессов зарождения и движения очагов локализации пластического течения во время испытания велась фотосъемка рабочей части образцов. На рис. 10 представлен результат съемки рабочей части предварительно термообработанного при $T=580$ °С образца в процессе испытания методом одноосного растяжения со скоростью 2 мм/с. Фотографирование осуществлялось каждые 2 секунды.

На рис. 11 показаны диаграммы зарождения и развития очагов локализации в промежутке от 6 до 12 секунд в процессе испытания (при скорости 2 мм/с) образца предварительно термообработанного при $T=580$ °С. На 12-ой секунде с момента начала деформации образец разрушился в шейке.

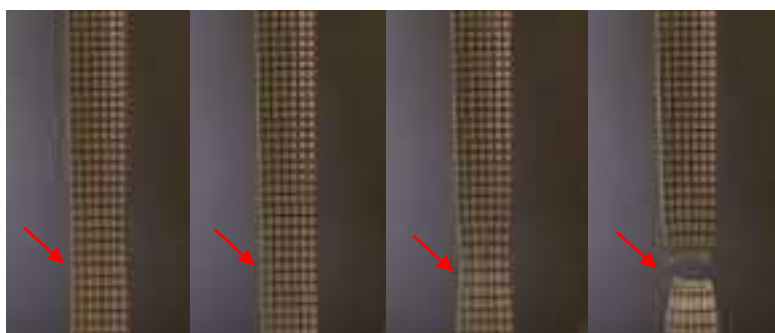


Рис. 10. Результат съемки рабочей части предварительно термообработанного при $T= 580$ °С образца в процессе испытания методом одноосного растяжения со скоростью 2 мм/с

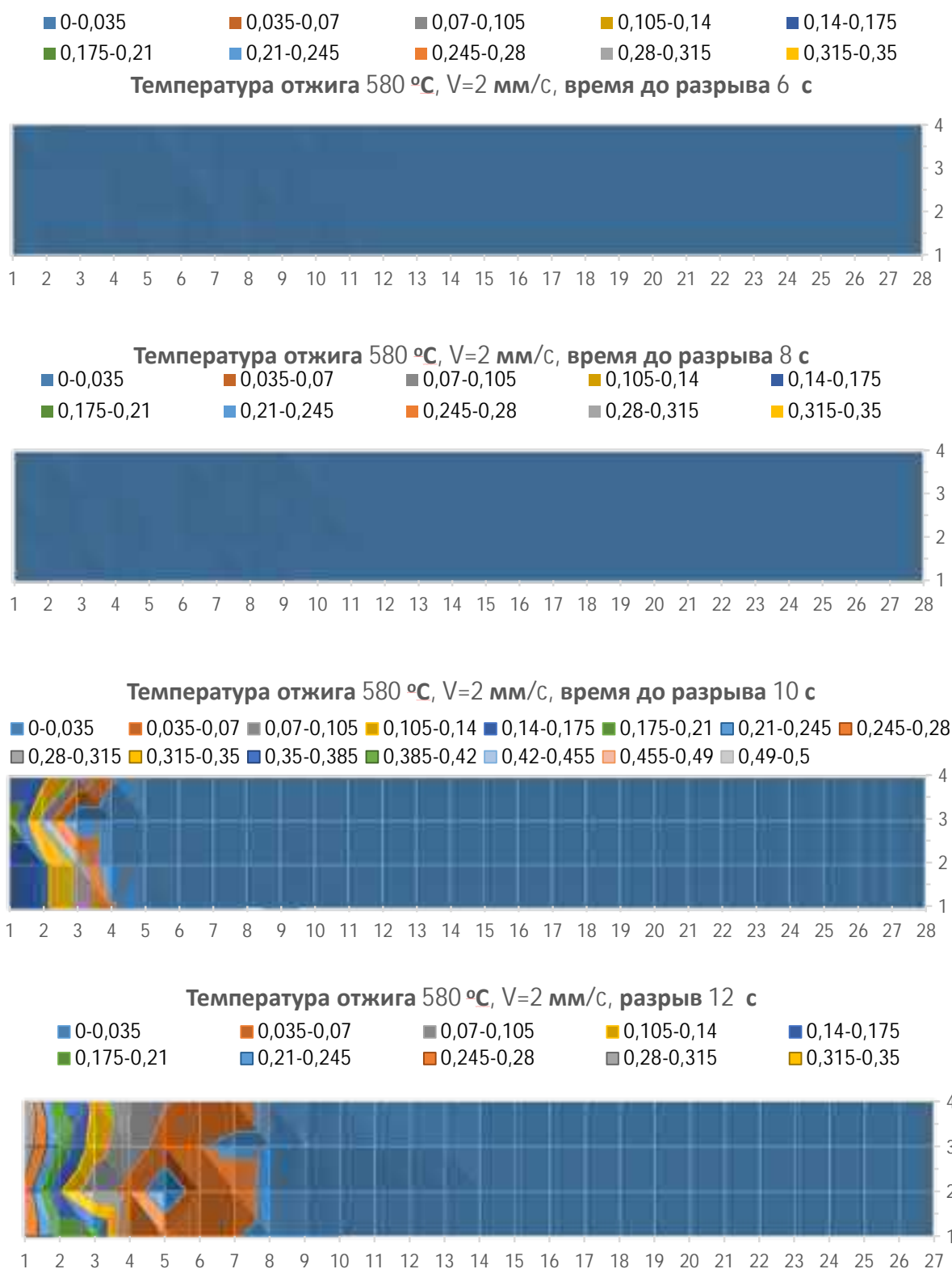


Рис. 11. Диаграммы зарождения и развития очагов локализации в промежутке от 6 до 12 секунд в процессе испытания (при скорости 2 мм/с) образца предварительно термообработанного при T= 580 °С

На всех исследованных образцах до значений деформации $\varepsilon=0,1$ отмечается наличие областей, где происходит зарождение очагов локализации, с дальнейшей остановкой развития некоторых из них, и активным увеличением пластического течения металла на соседних, ранее незадействованных областях. При увеличении значений деформации $\varepsilon>0,1$ центры локализации развиваются последовательно. Отмечается высокая скорость роста значений деформации от 0,14 до 0,49 на последних 2 секундах до разрушения образца.

Результаты проведенных исследований показали немонотонный характер течения металла в процессе холодной пластической деформации. Используемый метод испытаний позволил наглядно продемонстрировать и оценить качественно и количественно течение металла на рабочей длине образца, а также определить зависимость течения от скорости испытания и температуры предварительной термической обработки. Наблюдаемый характер течения безусловно связан с ограниченным количеством систем скольжения в сплаве Э110, что свойственно для ГПУ металлов. Для активизации течения металла в малодеформированных или недеформированных областях металла необходимо приложить дополнительные нагрузки. При этом увеличение напряжения за счет повышения скорости деформации приводит к ускорению развития макроочагов локализации и не позволяет эффективно нагрузить непродетформированные области.

Полученная информация является актуальной при оптимизации процессов промежуточных термических обработок и холодной пильгерной прокатки, прежде всего, трубных изделий из сплавов циркония и планируется для обоснования корректировки режимов термообработки и прокатки с целью повышения сопротивления металла образованию складкам.

Выводы

По результат проведенных исследований сформулированы следующие выводы:

1. Увеличение скорости при испытании образцов (с $V=2$ мм/с до $V=3$ мм/с) приводит к повышению сопротивления σ_s металла пластической деформации на 12÷15%. Количество очагов локализации уменьшается, при этом область макролокализации становится более выраженной, а диаграмма локализации пластического течения характеризуется большей крутизной максимума в области формирования шейки.

2. По результатам проведенных исследований был отмечен различный характер течения металла на образцах предварительно термообработанных в диапазоне температур 520÷580 °С, обеспечивающих частичную и полную рекристаллизацию. Кроме этого, было отмечено колебательное изменение течения металла в поперечном и продольном направлении относительно оси растяжения образца.

3. С точки зрения повышения сопротивления металла формированию макроочагов локализации и обеспечения оптимальной технологичности при холодной деформации металла интересным является применение термической обработки сплава Э110 при $T=540$ °С.

Список литературы

1. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Н.Г. Циркониевые сплавы в ядерной энергетике.- М: Энергоатомиздат, 1994, С. 256.
2. Бескоровайный Н.М., Калинин Б.А., Платонов П.А., Чернов И.И. Конструкционные материалы ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1995, С. 618.
3. Раскатов В.М. Машиностроительные материалы Краткий справочник изд.3 С. 14.
4. Исаев И.И. Государственная приемка продукции. С. 179.
5. Мускат Л.В. Материаловедение для слесарей-сантехников монтажников машинистов строительных машин. С. 159.
6. Зуев Л.Б., Баранникова С.А., Заводчиков С.Ю. Локализация деформации растяжения в поликристаллическом сплаве на основе циркония // Физика металлов и металловедение. – 1999. – Т.87,3. – С. 77-79.
7. Галкин А.М., Дья Х., Кочуркевич Б., Ожмегов К.В. К неравномерности течения металла в условиях динамического нагружения. Международная конференция «Прогрессивные технологии пластической деформации», МИСиС, 2009, С. 259-266.
8. Ожмегов К.В., Галкин А.М., Заводчиков А.С., Татару А.С. Тепловой эффект в условиях деформационной обработки изделий из сплава системы Zr-Nb. Машиностроение и инженерное образование №2 (55) 2018, С. 36-40.
9. Сергачева М.И., Никулина А.В., Ожмегов К.В., Кабанов А.А. «Повреждения, создаваемые в циркониевых сплавах при механических процессах холодной деформации». Вопросы атомной науки и техники, серия Материаловедение и новые материалы, №4(100), 2019, С. 102-117.
10. Ожмегов К.В., Сергачева М.И., Кабанов А.А. «Исследование влияния деформационно-скоростных условий пильгерной прокатки на качество труб и характеристики сплава Zr-1%Nb». Машиностроение и инженерное образование, №3, 2017, С. 16-21.
11. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук «Закономерности пластической деформации ГПУ-сплавов циркония на различных структурно-масштабных уровнях», Полетика Т.М., Томск, 2012 год.
12. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук «Неустойчивость пластического течения в ГПУ сплавах циркония», Пшеничников А.П., Томск, 2010 год.

ЭНЕРГЕТИКА

УДК 621.039.58

**РАЗРАБОТКА ТРЕБОВАНИЙ К ЛАКОКРАСОЧНЫМ
И АНТИКОРРОЗИОННЫМ ПОКРЫТИЯМ, ПРИМЕНИМЫМ ПРИ
СООРУЖЕНИИ АЭС С ЦЕЛЮ СНИЖЕНИЯ ОБРАЗОВАНИЯ ДЕБРИСА**

А.А. Фискков, А.Г. Митрюхин, Л.А. Матюшев, И.А. Магола
АО «Атомэнергoproject», г. Санкт-Петербург, afiskov@mail.ru

Работа посвящена изучению образования дебриса от применяемых на АЭС лакокрасочных и антикоррозионных покрытий при протекании аварий с потерей теплоносителя. Статья содержит анализ российской и международной нормативной документации в части требований к применению защитных лакокрасочных покрытий на объектах использования атомной энергии, а также обзор проведенных экспериментальных исследований в области обоснования применения защитных покрытий. В работе предложены требования к лакокрасочным покрытиям, разработка которых необходима для снижения образования дебриса в условиях протекания аварий на АЭС с потерей теплоносителя первого контура.

Ключевые слова: дебрис, органосиликатная композиция, лакокрасочные покрытия, эпоксидная эмаль, тяжелые аварии, АЭС, ВВЭР, безопасность.

**DEVELOPMENT OF REQUIREMENTS FOR PAINT AND ANTI-CORROSION
COATINGS USED DURING CONSTRUCTION OF NPPs IN ORDER TO REDUCE
DEBRIS FORMATION**

A. Fiskov, A. Mitryukhin, L. Matyushev, I. Magola
JSC «Atomenergoproject», St.-Peterburg, afiskov@mail.ru

The article presents a study of debris formation due to the impact of paint and anti-corrosion coatings used at NPPs during loss-of-coolant accidents. The article analyses Russian and international regulatory documentation regarding the requirements for the use of protective paint coatings at nuclear facilities and an overview of experimental research carried out in the field of justification of the use of protective coatings. The article proposes requirements for paint coatings, whose development is necessary in order to reduce debris formation during accidents with a loss of primary coolant at NPPs.

Keywords: debris, organic silicate compound, paint, epoxy enamel, severe accident, NPP, WWER, safety.

В основу обеспечения безопасности АЭС положен принцип глубокоэшелонированной защиты. Суть принципа глубокоэшелонированной защиты состоит в применении системы барьеров (рис. 1 с сайта <https://www.rosatom.ru/about-nuclear-industry/safety-russian-npp>) на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров, а также сохранению их эффективности при непосредственной защите населения.

В соответствии с концепцией глубокоэшелонированной защиты в проекте предусмотрены системы безопасности, предназначенные для выполнения следующих основных функций безопасности в условиях отказа или проектной аварии:

- останова реактора;
- обеспечения достаточности количества теплоносителя в реакторе;
- обеспечения целостности первого и второго контуров (кроме аварий, для которых исходным событием является разрыв трубопроводов первого или второго контуров);
- отвода тепла от активной зоны реактора;
- отвода тепла от первого контура и его расхолаживание;
- отвода тепла от отработавшего топлива в бассейне выдержки.



Рис. 1. Основные барьеры безопасности на АЭС

При аварии, связанной с потерей теплоносителя первого контура, нарушается третий барьер безопасности. В этом случае для сохранения первого и второго барьеров безопасности необходимо обеспечить отвод тепла от активной зоны, а для сохранения

четвертого барьера безопасности обеспечить снижение параметров среды в защитной оболочке. Для обеспечения отвода тепла от реакторной установки и из герметичного пространства защитной оболочки, снятия избыточного давления и удаления опасных газов из реактора и защитной оболочки в действие вступают активные системы аварийного охлаждения активной зоны и спринклерная система. Схема работы активных систем безопасности приведена на рис. 2. Основная функция активных систем безопасности – обеспечение заполнения реактора теплоносителем, поддержание его циркуляции и теплообменных процессов, предотвращение дальнейшего разрушения барьеров безопасности.

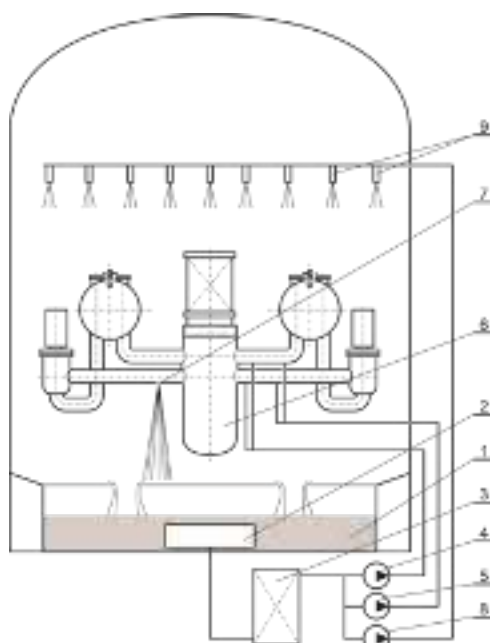


Рис. 2. Схема работы активных систем безопасности: 1 – бак запаса РБК; 2 – фильтр системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ); 3 – теплообменник САОЗ; 4 – насос САОЗ высокого давления; 5 – насос САОЗ низкого давления; 6 – реакторная установка; 7 – место разрыва; 8 – насос спринклерной системы; 9 – форсунки спринклерной системы

Разрыв первого контура сопровождается выходом в защитную оболочку значительной массы и энергии. Так, в первые секунды аварии в атмосферу защитной оболочки выходит до 250 тонн теплоносителя при температуре 320 °С, что приводит к повреждению окружающего оборудования, защитных покрытий и теплоизоляционных материалов с формированием дебриса. Процессы образования дебриса и его источники описаны в [1], где показано, что при аварии с потерей теплоносителя струя из разрыва разрушает не только теплоизоляционные конструкции технологических трубопроводов, но и лакокрасочные и антикоррозионные покрытия со стен, пола и потолка аварийного бокса и расположенных в нем металлоконструкций. Основными составляющими дебриса являются теплоизоляционные конструкции, лакокрасочные покрытия и химический дебрис, который формируется за счет продуктов коррозии и старения материалов. Составляющие дебриса приведены в табл. 1.

Таблица 1

Составляющие дебриса

Источник дебриса	Форма частиц	Характерный размер	Масса в долях от общей массы дебриса
Теплоизоляционные конструкции	Частицы в виде волокон	до 5 мм при диаметре 5...10 мкм	0,40
Лакокрасочные покрытия	Сферические частицы	10×10×10 мкм	0,50
Химический дебрис	Сферические частицы	менее, чем 10×10×10 мкм	0,1

Из табл. 1 видно, что количество дебриса, генерируемого непосредственно в зоне воздействия струи из разрыва, от лакокрасочных покрытий не меньше, чем от теплоизоляции. Частицы дебриса, источником которых являются лакокрасочные покрытия, оказывают сильное влияние на формирование дебрисного слоя, его пористости и сопротивления и в конечном итоге оказывают влияние на надежность работы системы аварийного охлаждения активной зоны.

Наличие в составе дебриса длинных волокон приводит к формированию на фильтре дебрисного слоя, при определенной толщине которого мелкие частицы дебриса от лакокрасочных покрытий и химического дебриса начинают задерживаться в нем. Образуется слой с плотной упаковкой – мелкие частицы заполняют поры в волокнистом слое, что приводит к существенному росту перепада давления на фильтре и, как следствие, снижению эффективности охлаждения реакторной установки.

До образования слоя волокон часть дебриса от лакокрасочных покрытий проникает в реакторную установку и может контактировать с тепловыделяющими элементами, температура которых достигает 450 °С. При такой температуре существует вероятность перехода частиц краски в текучее пластическое состояние и налипание на тепловыделяющие элементы, что значительно снижает отвод тепла с их поверхности, повышая вероятность образования локального перегрева тепловыделяющих элементов и, как следствие, их разрушение. Происходит нарушение второго барьера безопасности.

Таким образом, частицы от разрушения лакокрасочных покрытий оказывают существенное влияние на обеспечение безопасности АЭС в процессе аварии.

В связи с этим вопросу образования дебриса от лакокрасочных и антикоррозионных покрытий необходимо уделить особое внимание и для этого должны быть рассмотрены несколько аспектов:

1. Лакокрасочные покрытия не должны разрушаться и отслаиваться от защищаемых поверхностей, кроме непосредственного пятна воздействия струи из разрыва. Применяемые краски должны быть квалифицированы на условия окружающей среды при авариях. В противном случае они будут подвергаться деструкции в течение длительного аварийного процесса и добавлять частицы дебриса в раствор.

2. Лакокрасочные покрытия должны иметь хорошие адгезивные свойства к поверхности, что позволяет им в меньшей степени разрушаться при воздействии струи из разрыва. То есть уменьшается значение коэффициента зоны влияния (K_{ZOI}), который сегодня, на основании литературных данных, консервативно принимается равным 10 [2]. Уменьшение K_{ZOI} соответственно уменьшает количество дебриса.

3. Частицы лакокрасочного покрытия, попадающие в раствор, не должны приводить к образованию химического дебриса, создавая агломерации с ионами, находящимися в растворе, которые приводят к увеличению количества коллоидных частиц.

4. Частицы лакокрасочного покрытия не должны обладать такими адгезивными свойствами, которые приведут к их налипанию на нагретые поверхности тепловыделяющих элементов, тем самым создавая слой повышенного термического сопротивления.

Анализ нормативной базы

В настоящее время единственным нормативным документом, определяющим свойства лакокрасочного покрытия для АЭС, является ГОСТ Р 51102-97 [3]. Данный ГОСТ не предусматривает особых требований к лакокрасочным покрытиям в защитной оболочке АЭС с точки зрения формирования дебриса при авариях.

В международной практике существует ряд нормативных документов, которые содержат специальные требования к лакокрасочным покрытиям в защитной оболочке – ASTM D 5144 – 00 [4] и STUK-YTO-TR-210-2017 [5], – в соответствии с которыми лакокрасочные покрытия должны подвергаться следующим испытаниям для аттестации применения на АЭС:

- испытания на радиационную стойкость;
- дезактивация;
- адгезия;
- сопротивление истиранию;
- химическая стойкость;
- испытания на огнестойкость;
- испытания на распространение пламени;
- испытания в аварийном режиме.

Ряд требований, указанных в [4, 5], например радиационная стойкость, дезактивация, адгезия, сопротивление истиранию, совпадают с требованиями ГОСТ Р 51102-97 [3], но имеют более жесткие приемочные критерии к их выполнению.

Таким образом, существующая отечественная нормативная документация по квалификации лакокрасочных покрытий, применяемых при проектировании и сооружении АЭС, не включает испытаний, которые могли бы определить

количественные показатели и/или приемочные критерии к их выбору с точки зрения формирования дебриса.

Обзор экспериментальных работ

В рамках выполняемых работ по разработке проектов АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000/1200 проводились и проводятся исследования, результаты которых учитываются при проектировании и обосновании безопасности оборудования и технических решений, применяемых на АЭС. В качестве защитных покрытий на АЭС применяются эпоксидные и кремнийорганические ОС-51-03 эмали, поливинилбутиральные лаки и эпоксидные грунтовки.

В [6] было исследовано поведение лакокрасочного покрытия на основе эмали ВЛ-515 при тяжелых авариях на АЭС. В [7, 8] приведены результаты исследования поведения покрытия контайнмента на основе органосиликатной композиции ОС-51-03 при тяжелых авариях на АЭС. В рамках этих же исследовательских работ изучались и свойства эпоксидной эмали ЭП-525 и ЭП-0010. Исследования проводились в автоклаве объемом 1 литр, снабженным системой перемешивания и автоматической регулировкой параметров температуры, давления и подачи сред. Автоклав позволяет проводить исследования в агрессивных средах при температурах до 400 °С и давлении до 35 МПа. В ходе выполнения экспериментов моделировались параметры и условия протекания тяжелых аварий на АЭС, которые приведены в табл. 2. В качестве исследуемых образцов, на которые наносились лакокрасочные покрытия, использовались алюминиевые и стальные (Ст.20) подложки размером 50×100 мм.

Таблица 2

Динамические параметры коррозионной среды внутри герметичной оболочки
после возникновения тяжелой аварии

Интервал времени	Температура, °С	Объем раствора, м ³	Концентрация компонентов раствора				рН	Давление, МПа	Влажность, %
			H ₃ BO ₃ , г/л	K ⁺ , мг/л	NH ₃ , мг/л	N ₂ H ₄ , мг/л			
1 ч	250	2952	15,65-16,6	1100-1500	7,4-10,9	34,7-52,0	7,76-7,91	0,42	100
3 ч	207	2932	15,76-16,7	1007-1510	11,5-17,2	8,7-13,1	7,68-7,90	0,40	100
5 ч	207	2927	15,78-16,75	1009-1513	13,8-20,7	2,2-3,3	7,68-7,90	0,45	100
10 ч	150	2927	15,78-16,75	1009-1513	14,0-21,1	0,06-0,09	7,68-7,90	до 0,7	100
24 ч	110	2927	15,78-16,75	1009-1513	13,3-20,4	-	7,68-7,90	0,15	100

По результатам были сделаны следующие основные выводы:

1. Органические и кремнийорганические эмали, несмотря на разбухание и расслаивание в ламинарном парожидкостном потоке, удерживаются на поверхности металлических пластин. Наибольшему разрушению подвергаются покрытия на основе эмали ВЛ515. Пропитанное раствором покрытие отслаивалось и опало при незначительном механическом воздействии или вибрации пластины. Смыв покрытия наблюдался только в зоне контакта газовой фазы с поверхностью пластин. Более стойким оказалось покрытие на основе эпоксидной эмали ЭП-525. Однако механическое воздействие также приводило к масштабному осыпанию покрытия.

2. Наиболее устойчивым к воздействию агрессивных условий и раствора оказалось покрытие на основе эмали ОС-51-03. Поверхность данного образца не смывалась раствором даже при скорости вращения мешалки – 1500 об/мин. После высыхания покрытие ОС-51-03 дополнительно упрочняется, в отличие от покрытий на основе ВЛ-515 и ЭП-525, которое после сушки практически полностью осыпается.

3. Механическое воздействие на образцы лакокрасочных покрытий после термоудара (кратковременное термическое воздействие с резким подъёмом температуры, равной 1200 °С) приводят к заметному осыпанию покрытий. Потеря массы покрытия составляет 30-40% для ЭП-525 и при механическом воздействии 30-40%. Покрытие ВЛ515 подвержено возгоранию, быстро вздувается пузырями и в дальнейшем легко отшелушивается. При механическом воздействии покрытие облетает практически полностью (более 90%), так как не связано с металлической поверхностью. Образующийся дебрис легко истирается в порошок. Для ОС-51-03 характер дебриса – мелкокристаллический, количество – не более 5% от массы исходного покрытия – при механическом воздействии на образец удаляется еще 15% поверхности покрытия. Остальная часть достаточно прочно «приварена» к стальной поверхности.

По результатам работ, выполненных в АО «Атомэнергопроект» по исследованию кинетики взаимодействия материалов теплоизоляции и продуктов деструкции защитных покрытий (ЭП-1155Д, спецпласт 109М и ОС-51-03) с растворами в прямке защитной оболочки при аварии, были сделаны следующие выводы по органическим материалам:

1. Органические покрытия в нормальных условиях эксплуатации и в период аварии обладают следующими свойствами:

– покрытие на основе эмали ЭП-1155Д обладает хорошей дезактивируемостью, высокой радиационной стойкостью (до 1 МГр), химической стойкостью к технологическим средам, ремонтпригодностью. Эмаль выдерживает длительное воздействие температур до (70±5) °С и кратковременное воздействие при температуре (150±5) °С с сохранением физико-механических свойств и способности к дезактивации. В нормальных условиях эксплуатации и в аварийных режимах возможно растрескивание эмали. В ходе эксплуатации АЭС требуется его периодическое восстановление;

– спецпласт 109М обладает устойчивостью к агрессивным средам, радиационной стойкостью, высокой адгезией к основному материалу, прочностью при истирании и при ударе. В ходе аварии при температурах до 130 °С не разрушается и сохраняет свои защитные свойства;

– органосиликатное покрытие ОС-51-03 устойчиво и сохраняет защитные свойства в условиях проектных аварий при температуре от 140 до 150 °С в паровой фазе в течение от 30 до 110 ч вплоть до поглощенной дозы 2,8 МГр. В водных средах при температуре от 140 до 150 °С и гамма-облучении дозой от 100 до 2 МГр покрытие недостаточно стойко, хотя защитные свойства сохраняются до 190 °С. После контакта с горячими растворами покрытие ОС-51-03 подлежит замене.

2. Деструктивное действие на покрытия при аварии с потерей теплоносителя первого контура оказывают в основном два фактора:

– прямое воздействие струи теплоносителя из поврежденной трубы (диаметр 850 мм, $K_{ZOI} = R/D = 1 \div 7$);

– водопаровая среда, созданная прорывом трубы, и растворы из систем аварийного охлаждения активной зоны, содержащие химические реагенты.

3. Характеристики покрытий, результаты экспериментальных исследований и литературные данные показывают:

– при прямом воздействии струи на органическое покрытие ЭП-1155Д при разрыве трубопровода образует ~0,6 кг фрагментов. Покрытия из спецпласта 109М и ОС-51-03 используются в помещениях вне возможного действия струи, поэтому ожидаемый выход фрагментов из этих покрытий равен нулю;

– под действием раствора, образующегося в пространстве защитной оболочки, покрытия растворяются с выходом в раствор ионов и молекул, однако их концентрация ниже предела растворимости.

4. Испытания при повышенной температуре (250 °С) показали, что органические покрытия в целом и их отдельные фрагменты сохраняют адгезию к поверхности и не распадаются произвольно на отдельные частицы. Поступившие в раствор фрагменты с границы фаз вода/пар со временем измельчаются и осаждаются на дно баков системы подачи раствора борной кислоты. Удельный вес этих фрагментов составляет порядка 3 г/см³.

5. Под действием воды и пара покрытия частично отслаиваются, открывая доступ к поверхности металла и бетона, что может привести к их деструкции.

Несмотря на то, что описанные выше результаты были получены по схожим методикам, результаты отличаются. Прежде всего это связано с тем, что эксперименты, описанные в [6, 7, 8] проводились для условий протекания тяжелых аварий, т.е. для более высоких параметров (температуры и давления) среды внутри защитной оболочки.

Однако можно сделать общие выводы:

– Органосиликатное покрытие ОС-51-03 более стойкое и надежное по сравнению с эпоксидными эмалями и сохраняет свои защитные свойства при более высоких температурах.

– Основной процесс генерации дебриса из лакокрасочного покрытия происходит при непосредственном воздействии струи и других механических воздействий.

– Водопаровая среда в защитной оболочке, образующаяся при аварии с потерей теплоносителя, также способствует деструкции лакокрасочного покрытия, причем с повышением параметров среды скорость деструкции увеличивается.

Проведенные эксперименты частично осветили первый и третий аспекты, однако значение K_{ZOI} не определено (подтверждено) и мы вынуждены пользоваться литературными данными. Полностью остался не освещенным аспект налипания частиц дебриса от лакокрасочного покрытия на нагретые поверхности и поверхности тепловыделяющих элементов.

По литературным данным [9] известно, что попадание смолы из ионообменных фильтров в активную зону приводит к образованию налета на твэлах, однако коэффициент термического сопротивления этого слоя не определялся. В [10] показано, что при достижении греющей поверхности температуры, при которой частицы эпоксидного покрытия плавятся, они прилипают к металлу. Затем на эти частицы краски налипают другие компоненты дебриса и происходит утолщение дебрисного слоя.

Выводы

1. В действующей нормативной документации в настоящее время существует недостаток требований, предъявляемых к ЛКП.

2. Анализ экспериментальных работ показал противоречивость полученных результатов вследствие отсутствия единой методики проводимых экспериментальных работ, различие подходов и отличие исходных параметров для исследования.

На основании проведенного анализа российской и международной нормативной документации в части требований к лакокрасочным покрытиям и обзора экспериментальных работ по количественному определению дебриса, образующегося из применяемых лакокрасочных покрытий, и их стойкости можно сформулировать следующие требования:

– учитывая значительную площадь поверхности, покрытую лакокрасочным покрытием в защитной оболочке (более 65000 м²), их разрушение при воздействии общих параметров в защитной оболочке не допускается;

– зона разрушения лакокрасочных покрытий при непосредственном воздействии струи от разрыва трубопровода первого контура не должна превышать пять диаметров трубопровода, в котором произошел разрыв;

– не допускается химического взаимодействия лакокрасочных покрытий с выделением водорода и нерастворимых солей в среде раствора теплоносителя и параметрах в защитной оболочке при аварии;

– не допускается адгезия лакокрасочных покрытий к поверхности оболочек тепловыделяющих элементов.

Для решения обозначенных проблем недостаточности нормативной базы в области разработки требований к лакокрасочным покрытиям, их классификации и аттестации для применения на АЭС предлагается следующее решение:

– ГОСТ Р 51102-97 «Покрытия полимерные защитные дезактивируемые. Общие технические требования» не изменять;

– разработать отраслевой стандарт (ОСТ) «Специальные требования к оболочке АЭС на условия аварий с потерей теплоносителя». В ОСТ включить методики квалификационных испытаний, обязательные к применению.

Требования вновь разработанного отраслевого стандарта должны включать комплексные испытания лакокрасочных покрытий, испытания на разрушение при воздействии струи от разрыва, испытания на адгезию, испытания на термическую и радиационную стойкость в условиях протекания проектных, запроектных и тяжелых аварий.

Перечисленные выше аспекты нужно рассматривать как требования к лакокрасочным покрытиям, которые могут являться источником для определения исходных данных для проектирования фильтра системы аварийного охлаждения активной зоны.

Список литературы

1. Магола И.А., Кухтевич В.О., Осмаков Н.А. и др. Источники и виды дебриса, образующегося при аварии с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР. – *Атомная энергия*, 2022, Т.133, Вып. 3, С. 156-164.
2. NRC Staff Review Guidance Regarding Generic Letter 2004-02 «Closure in the Area of Coatings Evaluation», March 2008.
3. ГОСТ 51102-97 «покрытия полимерные защитные дезактивируемые. Общие технические требования».
4. ASTM D 5144 – 00 «Standard Guide for Use of Protective Coating Standards in Nuclear Power Plants», USA, 2000.
5. STUK-YTO-TR-210-2017 «Requirements for Coatings of Nuclear Power Plant Controlled Area», Finland, 2017.
6. Фиськов А.А., Крицкий В.Г., Макасеев А.Ю. и др. Исследование поведения ЛКП на основе эмали ВЛ-515 при ТА на АЭС. – *Технология обеспечения жизненного цикла ЯЭУ №3 (217) 2019*, С. 56-62.
7. Фиськов А.А., Крицкий В.Г., Макасеев А.Ю. и др. Обоснование применения покрытия контейнента на основе органосиликатной композиции ОС 51-03 в условиях тяжелых аварий на АЭС – *Вопросы атомной науки и техники*, 2019, Вып. 4 (100), С. 119-127.
8. Фиськов А.А., Крицкий В.Г., Макасеев А.Ю. и др. Исследование поведения покрытия контейнента на основе органосиликатной композиции ОС 51-03 при ТА на АЭС. – *Технология обеспечения жизненного цикла ЯЭУ №2 (12)*. 2018, С. 66-62.
9. Садоха А.В., Махов О.А., Крестьянинов П.А. Термоллиз ионообменных сорбентов ядерного класса в водном теплоносителе первого контура судовых ЯЭУ при поддержании аммиачного воднохимического режима. Тезисы IX научно-практической конференции молодых ученых и специалистов, Санкт-Петербург, 2021, С. 132-134.
10. Черный О.Д., Сазонтов А.С. и др. Экспериментальное исследование кризиса теплоотдачи на поверхности УЛР в условиях кипения бронированной воды с дебрисом. – *Атомная энергия*, , 2022, Т.133, Вып. 3, С. 170-174.

ЦЕНТРОБЕЖНОЕ РАСПЫЛЕНИЕ СПЛАВОВ НИКЕЛЯ И АЛЮМИНИЯ КАК ПЕРСПЕКТИВНЫЙ МЕТОД ИЗГОТОВЛЕНИЯ ПОРИСТЫХ НОСИТЕЛЕЙ КАТАЛИЗАТОРОВ. ¹А.А. Семенов, ¹Б.В. Сафронов, ^{1,2}А.Н. Букин, ¹М.И. Беляков, ²В.С. Мосеева, ¹А.В. Лизунов, ¹О.А. Кучеров, ¹М.Ю. Корниенко, ¹А.В. Глебов, ¹А.С. Аникин (¹АО «ВНИИНМ», Москва; ²РХТУ, Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5(121). С. 6-13.

На основе сплавов никеля с алюминием получен ряд образцов, обладающих высокой развитой поверхностью, которые могут быть применены в качестве пористых носителей катализаторов, в частности, для реакции изотопного обмена в системе «вода-водород» и для каталитического окисления водорода. Из сплавов никеля с алюминием методом центробежного плазменного распыления были получены гранулы, из которых щелочным раствором удаляли алюминий, достигая получения в них пористой структуры и развитой поверхности. Удельная поверхность наилучших из полученных образцов составила величину 21,5-21,6 м² на грамм (рис. – 6, табл. – 2, список литературы – 12 назв.).

Ключевые слова: сплавы никель-алюминий, центробежное плазменное распыление, щелочное травление, никель Ренея, пористые носители катализаторов, катализаторы изотопного обмена, система «вода-водород», дейтерий, тритий, протий.

CENTRIFUGAL SPUTTERING OF NIKEL AND ALUMINIUM ALLOYS AS A PROMISING METHOD FOR THE PRODUCTION OF POROUS CATALYST SUPPORTS. ¹A.A. Semenov, ¹B.V. Safronov, ¹M.I. Belyakov, ^{1,2}A.N. Bukin, ²V.S. Moseeva, ¹A.V. Lizunov, ¹O.A. Kucherov, ¹M.Yu. Kornienko, ¹A.V. Glebov, ¹A.S. Anikin (¹JSC «VNIINM», Moscow; ²MUCTR, Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 6-13.

Based on nickel-aluminum alloys, a number of samples have been obtained with a highly developed surface area, which can be used as porous catalyst supports, in particular, for isotope exchange reactions in the water-hydrogen system and for the catalytic oxidation of hydrogen. Granules were obtained from nickel-aluminum alloys using centrifugal plasma sputtering, from which aluminum was removed with an alkaline solution, achieving a porous structure and developed surface. The specific surface area of the best samples obtained was 21,5-21,6 m² per gram (fig. – 6, tables – 2, references – 12).

Keywords: nickel-aluminum alloys, centrifugal plasma sputtering, alkaline etching, Raney nickel, porous catalyst supports, isotope exchange catalysts, water-hydrogen system, deuterium, tritium, protium.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ АТФ ТВЭЛОВ С РАЗЛИЧНЫМИ ВАРИАНТАМИ ОБОЛОЧЕК И ТОПЛИВА ПОСЛЕ ДВУХ ЭТАПОВ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ МИР. А.А. Тузов, А.Л. Ижутов, Е.А. Звир, А.В. Бурукин, О.Н. Никитин, К.В. Борисов, А.А. Шельдяков (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград); В.В. Новиков, В.И. Кузнецов, Д.В. Рыкунов (АО «ВНИИНМ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 15-22.

Представлены результаты послереакторных исследований экспериментальных твэлов с различными вариантами оболочек и топлива после испытаний в реакторе МИР. Испытания и исследования твэлов проводятся в рамках работ по созданию российского топлива с повышенной устойчивостью к аварийным ситуациям для АЭС с реакторами ВВЭР и PWR (рис. – 8, табл. – 0, список литературы – 4 назв.).

Ключевые слова: твэл, ВВЭР, PWR, сплав Э110 о.ч. с хромсодержащим покрытием, сплав 42ХНМ, ураномолибденовое топливо.

THE RESULTS OF POST-REACTOR STUDIES OF EXPERIMENTAL ATF FUEL ELEMENTS WITH DIFFERENT CLADDING AND FUEL VARIANTS AFTER TWO TESTS IN THE MIR REACTOR. A.A. Tuzov, A.L. Izhutov, E.A. Zvir, A.V. Burukin, O.N. Nikitin, K.V. Borisov, A.A. Sheldyakov (JSC «RIAR»); V.V. Novikov, V.I. Kuznecov, D.V. Rykunov (JSC «VNIINM») – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 15-22.

The results of post-reactor studies of experimental fuel elements with different cladding and fuel variants after tests in the MIR reactor are presented. Tests and studies of fuel rods are carried out as part of the work on the creation of Russian fuel with increased resistance to emergency situations for nuclear power plants with WWER and PWR reactors (fig. – 8, tables – 0, references – 4).

Keywords: fuel rod, WWER, PWR, alloy E110 o.ch. with a chromium-contained coating, 42HNM alloy, Uranium-Molybdenum fuel.

РАЗРАБОТКА ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ НАНЕСЕНИЯ ХРОМОВОГО ПОКРЫТИЯ НА ОБОЛОЧКИ ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110. В.В. Новиков, Л.А. Карпюк, А.А. Маслов, Н.Н. Краснобаев, А.О. Титов, М.Ю. Корниенко, В.И. Кузнецов, В.А. Маркелов, А.Г. Мальгин, А.А. Кабанов, А.С. Заводчиков, Д.В. Рыкунов, А.А. Плясов, О.В. Хомяков (АО «ВНИИНМ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 23-35.

В работе представлен обзор текущего состояния исследований, направленных на разработку опытно-промышленной технологии нанесения хромового покрытия на оболочки твэлов из сплава Э110. Описан выбор оптимального типа покрытия и приведены результаты дореакторных и послереакторных испытаний оболочек с Cr-покрытием. Рассмотрены основные этапы перехода от лабораторной технологии нанесения покрытия к опытно-промышленной (рис. – 11, табл. – 2, список литературы – 6 назв.).

Ключевые слова: оболочка твэла, хромовое покрытие, толерантное топливо, окисление, авария LOCA, реакторные испытания.

DEVELOPMENT OF PILOT TECHNOLOGY FOR CHROMIUM-COATED E-110 FUEL CLADDINGS PRODUCTION. V.V. Novikov, L.A. Karpyuk, A.A. Maslov, N.N. Krasnobayev, A.O. Titov, M.Yu. Kornienko, V.I. Kuznetsov, V.A. Markelov, A.G. Malgin, A.A. Kabanov, A.S. Zavodchikov, D.V. Rykunov, A.A. Plyasov, O.V. Khomyakov (JSC «VNIINM», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 23-35.

The current state of the studies aimed at the development of pilot technology for the chromium-coated E-110 fuel claddings production is reviewed. The optimal choice of coating is described. The results of the Cr-coated as-received and irradiated claddings examination are presented. Steps of the technology evolution from the experimental one to the pilot are considered (fig. – 11, tables – 2, references – 6).

Keywords: fuel cladding, Cr-coating, accident tolerant fuel, oxidation, LOCA, reactor testing.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНТАЛЬПИИ СНУП ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ИГР.
А.В. Каплиенко, В.В. Лемехов, Ю.С. Черепнин, А.В. Моисеев, А.А. Пулинец, А.П. Жирнов, А.Н. Иванюта, А.В. Тутукин, И.М. Рождественский, Д.Ю. Логинов, А.В. Белкин, И.В. Бурков, Е.Р. Межина (АО «НИКИЭТ», Москва); А.Л. Ижутов, Е.А. Звир, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 36-45.

Впервые подготовлены и проведены исследования по определению предельной среднерадиальной энтальпии смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива. Разработана комплексная методика подготовки, проведения и анализа результатов экспериментов, включающая в себя расчетное обоснование, разработку конструкции облучательного устройства (ОУ), контроль параметров реакторных экспериментов, а также послереакторные исследования (ПРИ) микро- и макроструктуры, свойств и состава испытанного топлива и оболочек. Экспериментально найдено значение предельной среднерадиальной энтальпии свежего СНУП топлива. Получен большой объем экспериментальных данных для валидации расчетных кодов и моделей поведения твэла и свинцового теплоносителя в условиях быстрого ввода реактивности (рис. – 8, табл. – 2, список литературы – 8 назв.).

Ключевые слова: СНУП топливо, реакторные испытания, предельная среднерадиальная энтальпия, реактор ИГР.

DETERMINATION OF THE MNUP FUEL ENTHALPY IN THE IGR REACTOR.
A.V. Kaplienko, V.V. Lemekhov, Yu.S. Cherepnin, A.V. Moiseyev, A.A. Pulinets, A.P. Zhirnov, A.N. Ivanyuta, A.V. Tutukin, I.M. Rozhdestvensky, D.Yu. Loginov, A.V. Belkin, I.V. Burkov, Ye.R. Mezrina (JSC «NIKIET», Moscow); A.L. Izhutov, Ye.A. Zvir, G.V. Shevlyakov, I.N. Volkova (JSC «RIAR», Dimitrovgrad) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 36-45.

Studies have been prepared and conducted for the first time to determine the limiting radial-average enthalpy (LRE) for mixed nitride uranium-plutonium (MNUP) fuel. An integrated methodology has been developed for preparing, undertaking and analyzing the results of experiments which includes computational justification and development of the irradiation device (ID) design, monitoring of the in-pile experiment parameters, and post-irradiation examinations (PIE) of the tested fuel and cladding micro- and macrostructure, properties and composition. The fresh MNUP fuel LRE value has been found experimentally. A large amount of experimental data has been obtained for validating the codes and models to calculate the fuel element and lead coolant behavior in conditions of fast reactivity insertion (fig. – 8, tables – 2, references – 8).

Keywords: MNUP fuel, in-pile tests, limiting radial-average enthalpy, IGR reactor.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВА В ПАО «НЗХК». А.Л. Хлытин, С.А. Яковлев, Э.Г. Подурян, А.А. Алексеев, А.С. Кузин (ПАО «НЗХК», Новосибирск) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 46-51.

Представлены результаты исследований по установлению причин снижения стойкости футеровки высокотемпературной печи, предназначенной для спекания топливных таблеток в ПАО «НЗХК». Показаны результаты исследований по поиску вариантов снижения количества легирующих компонентов оксида алюминия и цеолитного порошка марки ИК-17-1 при изготовлении топливных таблеток со средним эффективным размером зерна более 25 мкм (рис. – 0, табл. – 0, список литературы – 10 назв.).

Ключевые слова: топливная таблетка, оксид алюминия, оксид кремния, цеолитный порошок, средний эффективный диаметр зерна.

IMPROVEMENT OF THE FUEL PRODUCTION TECHNOLOGY AT PJSC «NCCP». A.L. Khlytin, S.A. Yakovlev, E.G. Poduryan, A.A. Alekseev, A.S. Kuzin (PJSC «NCCP», Novosibirsk) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 46-51.

Results of research are presented in finding out the cause for the reduction of lining resistance of the high-temperature furnace intended for sintering of the fuel pellets at NCCP PJSC. Research has been carried out to identify the options for the reduction of the amount of aluminum oxide alloying components and IK-17-1 zeolite powder in manufacture of the fuel pellets with an average effective grain size over 25 microns (fig. – 0, tables – 0, references – 10).

Keywords: fuel pellet, aluminum oxide, silicon oxide, zeolite powder, average effective grain size.

РАЗВИТИЕ МЕТОДИК И РАСЧЕТНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ НА АЭС С ВВЭР. И.А. Евдокимов, А.А. Сорокин, П.М. Калинин, А.Г. Хромов, Е.Ю. Афанасьева, Л.А. Маслова, И.О. Горюшин, А.Ю. Бурцев, С.П. Золотарев, С.В. Бабкин (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 52-63.

Дано краткое описание созданных расчетных и прогнозных средств для решения задач, которые возникают на АЭС при разгерметизации твэлов. Описано современное состояние расчетного кода РТОП-СА для моделирования активности реперных радионуклидов в теплоносителе первого контура при разгерметизации твэлов ВВЭР. Представлены новые усовершенствованные методики КГО на работающем реакторе: методика надежного и оперативного выявления разгерметизации твэлов и методика выявления выноса топливных частиц из негерметичных твэлов в теплоноситель. Приведены результаты применения разработанных методик и расчетных средств для сопровождения топливных кампаний на АЭС (рис. – 8, табл. – 0, список литературы – 18 назв.).

Ключевые слова: АЭС, реактор ВВЭР, ядерное топливо, разгерметизация твэла, компьютерная программа, КГО.

DEVELOPMENT OF TECHNIQUES AND SOFTWARE TOOLS FOR WWER FUEL FAILURE ANALYSIS. I.A. Evdokimov, A.A. Sorokin, P.M. Kalinichev, A.G. Khromov, E.Y. Afanasieva, L.A. Maslova, I.O. Goriushin, A.Y. Burtsev, S.P. Zolotarev, S.V. Babkin (JSC «SRC RF TRINITI», Troitsk, Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 52-63.

A brief description of calculation and predictive tools is given that are used for solving tasks arising from fuel failures at NPPs. The current state of the RTOP-CA code is described in the area of modeling activities of the reference radionuclides in the primary coolant after a failure of WWER fuel rods. New advanced techniques of fuel integrity analysis during reactor operation are provided, including the technique for reliable and prompt detection of fuel failures and the technique for detection of fuel washout from leaking fuel rods to the primary coolant. The results are provided after applying the developed techniques and software tools for the fuel integrity analysis at NPPs (fig. – 8, tables – 0, references – 18).

Keywords: NPP, WWER reactor, fuel, fuel rod failure, software, detection of leaking fuel assemblies.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ГЕРМЕТИЗИРОВАННЫХ ТВЭЛОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ НА ОСНОВЕ КАРБИДА КРЕМНИЯ. Ф.В. Макаров, Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, А.П. Пономаренко, Р.Г. Захаров, А.Д. Багдатыев, В.А. Пирог, А.А. Алексеев, И.А. Дзюбинский, Д.В. Кузнецов, А.В. Антия, Д.А. Кожева, Н.В. Гречухина (АО «ВНИИНМ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 64-71.

В статье представлены исследования по разработке технологии изготовления герметизированных опытных твэлов на основе карбида кремния. В АО «ВНИИНМ» создан опытный участок по производству и исследованию трубчатых изделий на основе SiC. Разработаны составы и получены прекурсоры для производства керамических волокон SiC. Выпущены первые в России экспериментальные образцы труб из композита SiC/SiC, отработана технология изготовления керамических концевых элементов, исследован процесс пайки (рис. – 4, табл. – 1, список литературы – 6 назв.).

Ключевые слова: карбид кремния, твэл, волокно, композит, прочность, коррозионная стойкость.

DEVELOPMENT OF TECHNOLOGY FOR MANUFACTURING SEALED FUEL RODS OF A NEW GENERATION BASED ON SILICON CARBIDE. F.V. Makarov, L.A. Karpyuk, A.V. Glebov, E.M. Glebova, A.P. Ponomarenko, R.G. Zakharov, A.D. Bagdatyev, V.A. Pirog, A.A. Alekseev, I.A. Dzyubinsky, D.V. Kuznetsov, A.V. Antia, D.A. Kozheva, N.V. Grechukhina (JSC «VNIINM», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 64-71.

The article presents research into the development of the technology for manufacturing sealed experimental fuel rods based on silicon carbide within the framework of the GIM. Precursors and ceramic fibers of SiC, experimental samples of pipes made of SiC/SiC composite, ceramic end elements, soldered joints were obtained, and a pilot site for the production and research of tubular products based on SiC was created (fig. – 4, tables – 1, references – 6).

Keywords: silicon carbide, fuel rod, fiber, composite, strength, corrosion resistance.

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ КРИТЕРИЕВ ДЛЯ ОЦЕНКИ РИСКОВ РАЗРУШЕНИЯ ТВЭЛОВ ПРИ РЕМОНТЕ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВС ВВЭР-1000/1200. ¹И.А. Евдокимов, ¹Е.Ю. Афанасьева, ¹А.А. Сорокин, ¹П.М. Калинин, ¹А.Г. Хромов, ¹Л.А. Маслова, ^{1,2}К.Е. Улыбышев (¹АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк; ²НИЦ «Курчатовский Институт», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 72-85.

С использованием данных послереакторных исследований негерметичных ТВС ВВЭР-1000, выполненных в ГНЦ «НИИАР» после 2013 г., расширена матрица валидации критерия массивного гидрирования оболочки негерметичного твэла. Для обоснования критерия также привлечены результаты экспериментов на реакторе МИР с искусственными дефектами в оболочках рефабрикованных твэлов. С помощью кода РТОП-СА проведены расчетно-аналитические исследования по условиям массивного гидрирования оболочки негерметичных твэлов на РУ ВВЭР-1200. Разработана комплексная методология для оценки рисков разлома негерметичного твэла при извлечении из ТВС ВВЭР-1000/1200 во время ремонта на СИР. Помимо оценки вероятности массивного гидрирования оболочки, комплексная методология включает два дополнительных критерия: (1) по активности ¹³⁴I в теплоносителе первого контура оценивается вынос топливных частиц из негерметичного твэла; полагается, что твэл, из которого выносилось топливо, сильно поврежден и может разрушиться при ремонте; (2) при мощностях ниже 12 кВт/м привлекаются данные визуального осмотра ТВС для контроля массивного гидрирования оболочки негерметичного твэла в местах контакта с пружинным фиксатором в области газосборника (рис. – 5, табл. – 2, список литературы – 19 назв.).

Ключевые слова: АЭС, реактор ВВЭР, ядерное топливо, разгерметизация твэла, контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов, ремонт ТВС, стенд инспекции и ремонта (СИР).

DEVELOPMENT AND VALIDATION OF CRITERIA TO EVALUATE THE RISK OF FUEL ROD FRACTURE DURING REPAIR OF LEAKING WWER-1000/1200 FAs. ¹I.A. Evdokimov, ¹E.Yu. Afanasieva, ¹A.A. Sorokin, ¹P.M. Kalinichev, ¹A.G. Khromov, ¹L.A. Maslova, ^{1,2}K.E. Ulibyshev (¹JSC «SRC RF TRINITI», Troitsk, Moscow; ²NRC «Kurchatov Institute», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 72-85.

Validation matrix for the criterion for secondary failures resulted from local massive hydriding of the leaking fuel cladding has been extended using data obtained from post-irradiation examinations of leaking WWER-1000 FAs performed by SSC «RIAR» after 2013. The criterion was also validated against test results in the MIR reactor. These in-reactor tests were performed by using refabricated fuel rods with artificial defects in the cladding. Computational and analytical studies have been performed based on the RTOP-CA code to evaluate conditions of massive cladding hydriding in the leaking fuel rods in WWER-1200 reactors. A comprehensive methodology has been developed to evaluate the risk of fracture of a leaking fuel rod when it is extracted from a WWER-1000/1200 FA in the inspection and repair facility. In addition to evaluation of probability of massive hydriding of the cladding, the comprehensive methodology includes two supplementary criteria: (1) by activity of ¹³⁴I in the primary coolant, release of fuel particles from the leaking fuel rod is evaluated; it is assumed that if the fuel particles were releasing to the primary coolant, the fuel cladding is severely damaged and can fracture during the repair; (2) if the linear heat rate of the fuel rod is below 12 kW/m, data obtained from visual inspection are used for detection of massive hydriding at the cladding and spring joints in the plenum area of the leaking fuel rod (fig. – 5, tables – 2, references – 19).

Keywords: nuclear power plant (NPP), WWER reactor, leaking fuel, fuel failure, fuel integrity analysis, fuel assembly (FA) repair, inspection and repair facility.

РАЗРАБОТКА АКТИВНЫХ ЗОН ДЛЯ АСММ И ПЭБ. ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ. А.И. Романов, В.Ю. Папотин, М.Ю. Тутуркин (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 86-111.

Российская Федерация в лице Госкорпорации «Росатом» активно развивает направление малой и средней атомной энергетики на базе Small Modular Reactor (SMR). Данный сегмент энергетики нацелен в первую очередь на обеспечение электроэнергией удаленных (в т.ч. северных и островных) территорий, а также районов с децентрализованным энергоснабжением.

К настоящему моменту в Российской Федерации в эксплуатации находятся плавучий энергоблок «Академик Ломоносов» с РУ КЛТ-40С и активными зонами 14-14, серия универсальных атомных ледоколов (УАЛ) с РУ РИТМ-200 и активными зонами 14-15-1. На базе этих активных зон в 2022 году завершена разработка активной зоны АС-14-15 для РУ РИТМ-200Н атомной станции малой мощности (АСММ) и 14-17 для РУ РИТМ-200С для модернизированных плавучих энергоблоков (МПЭБ).

Каждый тип активных зон обладает рядом специфических особенностей, которые определяют требования по надёжности (ресурс, энергоресурс, манёвренность и т.д.) и безопасности.

В обоснование работоспособности конструкции и ресурсных характеристик выполнен обширный комплекс расчетов с использованием верифицированных и аттестованных расчетных кодов и опытно-конструкторских работ (ОКР) на стендовой базе АО «ОКБМ Африкантов», а также многолетние реакторные испытания в реакторных установках атомных ледоколов, на петлевых установках исследовательского ядерного реактора и последующие послереакторные исследования в АО «ГНЦ НИИАР».

В настоящее время ведется разработка технических проектов активных зон для плавучего энергоблока (ПЭБ) с РУ РИТМ-400М (арктическое исполнение) и оптимизированного плавучего энергоблока (ОПЭБ) с РУ РИТМ-200М (южное исполнение).

Представленные активные зоны имеют запас к широкой вариативности характеристик и функционального применения (рис. – 15, табл. – 4, список литературы – 4 назв.).

Ключевые слова: ТВС, твэл, ядерное топливо, активная зона, АСММ, МПЭБ, ПЭБ, ОПЭБ, УАЛ.

REACTOR CORE DEVELOPMENT FOR SNPP AND FPU CURRENT STATUS AND DEVELOPMENT TRENDS. A.I. Romanov, V.Yu. Papotin, M.Yu. Tuturkin («OKBM» JSC Afrikantov) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 86-111.

The Russian Federation, acting through ROSATOM, is rapidly developing small and medium-sized nuclear power industry on the basis of Small Modular Reactors (SMR). This segment of power industry is primarily aimed at supplying electric power to remote (including northern and island) territories, as well as areas with decentralized power supply.

At present, the Russian Federation operates the floating power unit « Akademiik Lomonosov» with KLT-40S reactor plants and 14-14 cores, and a series of multi-purpose nuclear-powered icebreakers (MNI) with RITM-200 reactor plants and 14-15-1 cores. The designs of the above-stated cores were taken as a basis for the development of the AS-14-15 core of the RITM-200N reactor plant for an SNPP and of the 14-17 core of the RITM-200S reactor plant for an upgraded floating power unit (UFPU), which was completed in 2022.

Each type of the reactor cores has a number of specific features defined by the requirements for reliability (lifetime, stored energy, load following capability, etc.) and safety.

The scope of work performed to justify the design performance capability and the lifetime characteristics includes: extensive calculations using verified and certified computational codes, comprehensive development work at the OKBM's test facilities, as well as years long irradiation tests carried out in the reactors of nuclear icebreakers and in the nuclear research reactor loop-type facilities with subsequent post-irradiation examinations.

The basic design development of the reactor cores for the floating power unit (FPU) with RITM-400M reactor plant (the Arctic version) and for the optimized floating power unit (OFPU) with RITM-200M reactor plant (the Tropical version) is currently underway.

The outlined reactor cores have a reserve for a wide variety of characteristics and functional applications (fig. – 15, tables – 4, references – 4).

Keywords: fuel assembly (FA), nuclear fuel, reactor core, SNPP, UFPU, FPU, OFPU, MNI.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ МНОГОСЛОЙНЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛА НА ОСНОВЕ КОМПОЗИТОВ SiC/SiC. В.И. Румянцев, С.В. Агафонов, М.В. Горбачева, М.А. Юрков (ООО «Вириал», Санкт-Петербург); А.А. Шишкин (АО «ТВЭЛ», Москва); Л.А. Карпюк, А.В. Глебов, Е.М. Глебова, Ф.В. Макаров (АО «ВНИИНМ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 112-124.

В работе представлены результаты разработки четырехслойной оболочки твэла на основе композитов SiC/SiC. Оболочка состоит из наружного монолитного слоя SiC, матрицы на основе карбида кремния, плетеного каркаса на основе непрерывного волокна с включениями нано-волокон и нитевидных кристаллов карбида кремния.

В работе представлены результаты разработки отдельных технологических операций, которые используются для создания многослойных оболочек твэла: изготовление нановолокон и нитевидных кристаллов карбида кремния; нанесения пироуглеродного покрытия на поверхность нитевидных кристаллов SiC и непрерывного волокна SiC; создания слоя из композита на основе нитевидных кристаллов SiC и карбидокремниевой матрицы с использованием шликерного метода; химического газофазного осаждения наружного монолитного слоя карбида кремния и химической газофазной инфильтрации карбидом кремния пористого каркаса на основе нитевидных кристаллов и плетеного рукава из непрерывных волокон SiC. Исследована микроструктура, плотность и пористость четырехслойной оболочки твэла на основе композитов SiC/SiC (рис. – 10, табл. – 1, список литературы – 17 назв.).

Ключевые слова: нановолокна, нитевидные кристаллы, карбид кремния, оболочка тепловыделяющего элемента, химическое газофазное осаждение, пироуглеродное покрытие.

DEVELOPMENT OF PROCESSING TECHNOLOGY FOR MULTILAYER FUEL ROD CLADDINGS BASED ON SiC/SiC COMPOSITES. V. Rumyantsev, S. Agafonov, M. Gorbacheva, M. Yurkov (Virial LTD, Saint-Petersburg); A. Shishkin (JSC «ТВЭЛ», Moscow); L. Karpyuk, A. Glebov, E. Glebova, F. Makarov (JSC «ВНИИНМ», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 112-124.

The paper details the results of development of a four-layer fuel rod cladding based on SiC/SiC composites. The cladding comprises an outer monolithic SiC layer, a silicon carbide-based, a continuous-fiber braided frame with SiC nanofibers and whiskers' inclusions.

The paper describes the results of the development of individual processing steps used to create multilayer fuel rod claddings: synthesis of SiC nanofibers and whiskers; deposition of pyrocarbon coating on the surface of SiC whiskers and continuous SiC fibers; creating a layer of composite material based on SiC whiskers and silicon carbide matrix via slip technique; chemical vapor deposition of an outer monolithic SiC layer and silicon carbide infiltration of a porous frame comprising whiskers and a braided sleeve of continuous SiC fibers via chemical vapor infiltration. The research included the study of microstructure, density and porosity of a four-layer fuel rod cladding based on SiC/SiC composites (fig. – 10, tables – 1, references – 17).

Keywords: nanofibers, whiskers, silicon carbide, fuel rod cladding, chemical vapor deposition, pyrocarbon coating.

ИЗМЕНЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ ОБЛУЧЕННОГО КАРБИДА БОРА ПРИ ДЛИТЕЛЬНЫХ ОТЖИГАХ. В.П. Тарасиков, Ю.В. Алексеев (АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Калужская обл., Обнинск) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 125-130.

С целью изучения термической устойчивости образующихся под облучением дефектов в карбиде бора был проведен послерадиационный отжиг в течение 60 часов в интервале температур от 300 до 1500 °С.

При отжиге образцов, облученных ниже 500 °С, можно отметить две ступени: вначале происходит трансформация дефектов внутри решетки, а затем выход газообразных дефектов из решетки с образованием газовой фазы.

При отжиге образца, облученного выше 500 °С, основную роль в изменениях кристаллической структуры играет эволюция газовых полостей (рис. – 4, табл. – 0, список литературы – 8 назв.).

Ключевые слова: карбид бора, облучение, отжиг, дефекты, параметры решетки, газовые полости, диффузное рассеяние, внедренные атомы.

CHANGES IN THE PARAMETERS OF THE CRYSTAL STRUCTURE OF IRRADIATED BORON CARBIDE DURING PROLONGED ANNEALING. V.P. Tarasikov, Yu.V. Alekseev (JSC «State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 125-130.

In order to study the thermal stability of defects formed under irradiation in boron carbide, post-irradiation annealing was carried out for 60 hours in the temperature range from 300 to 1500 °C

When annealing samples irradiated below 500 °C, two stages can be noted: first, the transformation of defects inside the lattice occurs, and then the release of gaseous defects from the lattice with the formation of a gas phase.

During annealing of a sample irradiated above 500 °C, the evolution of gas cavities plays a major role in changes in the crystal structure (fig. – 4, tables – 0, references – 8).

Keywords: boron carbide, irradiation, annealing, defects, lattice parameters, gas cavities, diffuse scattering, embedded atoms.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА PWR: ПОВЫШЕННОЕ ОБОГАЩЕНИЕ, КОМБИНИРОВАНИЕ ER_2O_3 И GD_2O_3 В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ. А.А. Шишкин, Е.К. Косоуров, В.Е. Кузин (АО «ТВЭЛ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5(121). С. 131-140.

Проведена оценка возможности формирования топливных циклов различной длительности для реакторов типа PWR при использовании топлива ТВС-К с повышенным обогащением. В качестве выгорающих поглотителей используется комбинация оксида гадолиния в твэлах и оксида эрбия, равномерно распределенного по твэлам. Рассмотрены результаты расчётов большого набора топливных загрузок реактора PWR, отличающихся по количеству свежих ТВС и среднему обогащению топлива, проанализированы показатели эффективности топливоиспользования, такие как длительность работы загрузки на полной мощности и выгорание выгружаемого топлива.

Оценки получены с использованием аппроксимационных моделей, параметры которых определены по результатам трёхмерных расчётов большого набора топливных загрузок реактора PWR. Использование комбинации выгорающих поглотителей позволяет формировать топливные циклы различной длительности. Варьируя количество твэгов и содержание эрбия в твэлах, легко управлять такими параметрами топливного цикла, как распределение энерговыделения, коэффициенты реактивности, критическая концентрация борной кислоты (рис. – 8, табл. – 4, список литературы – 6 назв.).

Ключевые слова: ТВС-К, 24-месячный топливный цикл, комбинирование выгорающих поглотителей, оксид эрбия, повышенное обогащение.

PWR FUEL CYCLE: INCREASED ENRICHMENT, COMBINATION OF ER_2O_3 AND GD_2O_3 AS BURNABLE ABSORBERS. A.A. Shishkin, E.K. Kosourov, V.E. Kuzin (JSC «TVEL», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 131-140.

Assessment of the opportunity for development of various durability fuel cycles for PWR-type reactors using the increased enrichment fuel TVS-K. The combination of gadolinium oxide in U-Gd fuel rods and erbium oxide evenly distributed along regular fuel rods is used as a burnable absorber. The paper contains the calculation results for a great number of fuel cycles in the PWR-type reactor that differ in terms of the number of fresh fuel assemblies and average fuel enrichments, the analysis of such fuel efficiency indicators as durability of the fuel inventory operation at full power and burnup of the unloaded fuel.

The estimations were obtained using the approximation models, which parameters had been identified on the basis of three-dimensional calculations for a great number of fuel cycles in the PWR-type reactor. The combination of burnable absorbers used enables to produce the fuel cycles of various durability. Varying the number of U-Gd fuel rods and content of erbium in regular fuel rods facilitates the control of such fuel cycle parameters as power distribution, reactivity coefficients, and critical concentration of boron acid. The completed studies resulted in characterization of properties for 18- and 24-months fuel cycles (fig. – 8, tables – 4, references – 6).

Keywords: TVS-K, 24-month fuel cycles, combined burnable absorber, erbium oxide, enrichment above 5%.

РАЗВИТИЕ ЦИРКОНИЕВЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ТВС-КВАДРАТ. М.Н. Саблин, О.Ю. Милешкина, М.М. Перегуд, А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов (АО «ВНИИНМ», Москва); С.А. Никулин (НИТУ «Московский институт стали и сплавов», Москва); С.Г. Еремин, Е.М. Муралева, А.О. Посевин (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград); А.Ф. Радостин (АО «ТВЭЛ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 141-154.

Представлены результаты исследований по влиянию химического состава и структурно-фазового состояния циркониевых сплавов на свойства комплектующих для ТВС-КВАДРАТ. Показано, что корректировка фазового состава сплавов Э110опт и Э635 позволило улучшить коррозионную стойкость ДР, ПР и НК. Повышение степени рекристаллизации сплава Э635 позволяет повысить стойкость НК к радиационному формоизменению, не оказывая при этом влияния на механические свойства сплава под облучением и стойкость к радиационному росту (рис. – 11, табл. – 6, список литературы – 7 назв.).

Ключевые слова: циркониевые сплавы, фазовый состав, структурное состояние, коррозия, механические свойства, нейтронное облучение, ползучесть.

THE EVOLUTION OF ZIRCONIUM ALLOYS FOR TVS-KVADRAT. M.N. Sablin, O.Y. Mileshkina, M.M. Peregud, A.Y. Shevykov, V.A. Markelov (JSC «VNIINM», Moscow) ; S.A. Nikulin (NITU «Moscow Institute of steel and alloys», Moscow); S.G. Eremin, E.M. Muraleva, A.O. Posevin (JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad); A.F. Radostin (JSC «TVEL», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 141-154.

The results of studies of the effect of the zirconium alloys chemical composition and structural-phase state on the properties of components for TVS-KVADRAT are presented. It is shown that the correction of the phase composition of alloys E110opt and E635 improves the corrosion resistance of SG, MG and GT. The increased degree of recrystallization of the E635 alloy makes it possible to increase the resistance of GT to radiation shape change, which is not ensured by the mechanical properties of the alloy under the influence of irradiation and resistance to radiation induced growth (fig. – 11, tables – 6, references – 7).

Keywords: zirconium alloys, phase composition, structural state, corrosion, mechanical properties, neutron radiation, creep.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВС-КВАДРАТ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА АЭС «RINGHALS-3». А.Ю. Шевяков, В.А. Маркелов, В.И. Кузнецов, М.Н. Саблин (АО «ВНИИНМ», Москва); А.Ф. Радостин, А.А. Шишкин, А.В. Угрюмов (АО «ТВЭЛ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 155-172.

В настоящей работе представлены отдельные результаты изучения взаимосвязи окисления, наводороживания, механических характеристик, радиационного формоизменения и структурного состояния материала оболочек твэлов и дистанционирующих решеток из сплава Э110опт, а также труб направляющих каналов (НК) и инструментальной трубы (ИТ) из сплава Э635 с условиями эксплуатации в реакторе PWR. Комплекс послереакторных неразрушающих и разрушающих исследований оболочек твэлов, труб НК и ИТ и дистанционирующих решеток, отработавших в составе ТВС-К четыре топливных цикла в реакторе PWR на АЭС «Ringhals-3», включает в себя:

- визуальная инспекция;*
- измерение геометрических параметров;*
- измерение толщины оксидной пленки вихретоковым способом;*
- определение выгорания топлива методом гамма-сканирования;*
- металлографические исследования;*
- определение содержания водорода;*
- исследования сканирующей электронной микроскопией (СЭМ);*
- механические испытания при комнатной и рабочих температурах.*

Представленные экспериментальные данные подтверждают высокие эксплуатационные характеристики материалов, входящих в состав ТВС-К, и дают информацию об их коррозионной стойкости, прочности и размерной стабильности под облучением в борно-литиевом водно-химическом режиме реактора PWR. (рис. – 16, табл. – 6, список литературы – 13 назв.).

Ключевые слова: ТВС-К, оболочка, PWR, сплав Э110опт, сплав Э635, облучение, коррозия.

TVS-K STUDY RESULTS AFTER OPERATION AT «RINGHALS-3» NPP. A.Y. Shevyakov, V.A. Markelov, V.I. Kuznetsov, M.N. Sablin (JSC «VNIINM», Moscow); A.F. Radostin, A.A. Shishkin, A.V. Ugryumov (JSC «TVEL», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 155-172.

This paper presents some results of studying the relationship between oxidation, hydrogenation, mechanical characteristics, irradiation form change, and the structural state of the fuel rod claddings and spacing grids (SG) material made of E110opt alloy, guide tubes (GT) and instrumental tube (IT) material made of E635 alloy with operating conditions in the PWR reactor. The complex of post-irradiation destructive and non-destructive examination of fuel rod claddings and SGs made of E110opt alloy, GTs and IT made of E635 alloy that were used as a part of TVS-K for four cycles in the PWR reactor at Ringhals-3 NPP includes:

- visual inspection;*
- measurement of geometrical parameters;*
- measurement of oxide film thickness by eddy current method;*
- gamma-scanning of fuel rods with fuel burn-up determination;*
- conducting metallographic studies;*
- determination of hydrogen content;*
- conducting SEM studies;*
- determination of mechanical properties at the room and exploitation temperature.*

The presented experimental data confirm the high operational characteristics of the TVS-K structural materials and provide information on their corrosion resistance, strength, and dimensional stability under irradiation in the PWR reactor's boron-lithium water chemistry regime (fig. – 16, tables – 6, references – 13).

Keywords: TVS-K, cladding, PWR, E110opt alloy, E635 alloy, irradiation, corrosion.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРОВ БН. А.Н. Крюков, Б.А. Васильев, М.Р. Фарахшин (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5(121). С. 173-181.

Представлена информация по освоению и развитию топлива для реакторов БН. Приведены основные характеристики эксплуатируемых и перспективных активных зон реакторов БН600 и БН800. Приведено состояние дел по отработке технологий замыкания топливного цикла: освоению в реакторе БН800 высокофонового МОКС топлива и МОКС топлива, содержащего минорные актиниды. Представлены особенности конструкции ТВС реакторов БН600, БН800, БН1200. Приведены основные характеристики активной зоны реактора БН-1200 применительно к этапам освоения конструкционных материалов (рис. – 1, табл. – 3, список литературы – 9 назв.).

Ключевые слова: реакторы БН, длительность топливной кампании, повреждающая доза, замыкание топливного цикла, МОКС топливо, утилизация минорных актинидов.

STATUS AND PROSPECTS OF DEVELOPMENT OF FUEL FOR BN REACTORS. A.N. Kryukov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin (Afrikantov OKBM JSC, Nizhny Novgorod) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 173-181.

Information on mastering and development of fuel for BN reactors is presented. Main characteristics of operated and advanced cores of BN600 and BN800 reactors are given. Progress in mastering of technologies of fuel cycle closing: application of MOX fuel of high radiation level and MOX fuel containing minor actinides in the BN800 reactors is shown. Distinctive features of the fuel assembly design of BN600, BN800, BN1200 reactors are presented. Main characteristics of the BN-1200 reactor core with respect to stages of mastering of structural materials are given (fig. – 1, tables – 3, references – 9).

Keywords: BN reactors, fuel cycle duration, damaging dose, fuel cycle closing, MOX fuel, utilization of minor actinides.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РУ ВВЭР. С.А. Кушманов, А.И. Шумеев, А.В. Туркин, В.В. Акимов АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5(121). С. 182-198.

Технология ВВЭР является основой атомной энергетики России и широко востребована за рубежом. Необходимость топливообеспечения действующих и перспективных АЭС с РУ ВВЭР, в условиях международной конкуренции поставщиков, устанавливает перед разработчиками и изготовителями российского ядерного топлива актуальные задачи. Выполненные за последние годы работы по модернизации ядерного топлива для РУ ВВЭР демонстрируют высокий уровень российских технологий, а также компетенций и квалификации российских специалистов. Прогресс, достигнутый в области проектирования, конструирования, изготовления и эксплуатации ядерного топлива для РУ ВВЭР, является одним из элементов стратегии Госкорпорации «Росатом» по увеличению энерговыработки и генерирующих мощностей АЭС на внутреннем и международном рынках с учетом безусловного обеспечения экономической эффективности, надежности и безопасности эксплуатации АЭС (рис. – 5, табл. – 7, список литературы – 2 назв.).

Ключевые слова: технология ВВЭР, ядерное топливо, топливообеспечение, действующие и строящиеся энергоблоки, модернизация, опытная эксплуатация, реакторные испытания, уран-плутониевое топливо, стенд инспекции и ремонта отработавшего топлива.

RESULTS OF OPERATION AND DIRECTION OF DEVELOPMENT NUCLEAR FUEL FOR REACTOR PLANTS WWER. S.A. Kushmanov, A.I. Shumeev, A.V. Turkin, V.V. Akimov (JSC OKB «GIDROPRESS») – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 182-198.

WWER technology is the basis of the Russian nuclear power industry and is widely in demand abroad. The need for fuel supply of existing and prospective nuclear power plants with WWER-type reactor plants, in the conditions of international competition of suppliers, sets urgent tasks for developers and manufacturers of Russian nuclear fuel. The work carried out in recent years on the modernization of nuclear fuel for the WWER-type reactor plants demonstrates the high level of Russian technologies, as well as the competencies and qualifications of Russian specialists. The progress achieved in the field of design, manufacture and operation of nuclear fuel for the WWER-type reactor plants is one of the elements of Rosatom's strategy to increase the power output and generating capacities of nuclear power plants on the domestic and international markets, taking into account the unconditional provision of economic efficiency, reliability and safety of NPP operation (fig. – 5, tables – 7, references – 2).

Keywords: WWER technology, nuclear fuel, fuel supply, operating and under construction power units, modernization, pilot operation, reactor tests, uranium-plutonium fuel, spent fuel inspection and repair bench.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ ПЛАСТИЧЕСКОГО ТЕЧЕНИЯ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110 ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ ХОЛОДНОЙ ПРОКАТКИ ТРУБ. М.И. Сергачева, К.В. Ожмегов, А.С. Заводчиков, А.А. Кабанов, С.А. Бекренев, Д.А. Крюков (АО «ВНИИНМ», Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5(121). С. 200-212.

В работе представлены результаты исследования эффекта локализации пластического течения циркониевого сплава Э110 применительно к условиям холодной пильгерной прокатки труб. Исследования проводились на образцах, отобранных от труб перед холодной пильгерной прокаткой предварительно термообработанных при $T=520-580$ °С, методом одноосного растяжения при скорости 2 мм/с и 3 мм/с на разрывной машине Instron-5982. Для исследования течения металла в процессе испытания на образцы наносилась делительная сетка. По результатам исследования установлено влияние температуры термической обработки и скорости испытания на формирование очагов локализованного течения металла (рис. – 11, табл. – 2, список литературы – 12 назв.).

Ключевые слова: циркониевые трубы, локализация пластического течения, холодная прокатка.

INVESTIGATION OF THE LOCALIZATION OF THE PLASTIC FLOW OF ZIRCONIUM ALLOY E110 IN RELATION TO THE CONDITIONS OF COLD ROLLING OF PIPES. M.I. Sergacheva, K.V. Ozhmegov, A.S. Zavodchikov, A.A. Kabanov, S.A., Bekrenev, D.A. Kryukov (JSC «VNIINM», Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 200-212.

The work presents the results of a study of the effect of localization of the plastic yielding of zirconium alloy E110 in relation to the conditions of cold pilger rolling of pipes. The studies were carried out on samples taken from pipes pre-heat-treated before cold pilger rolling at $T=520-580$ °C, by uniaxial tension at a speed of 2 mm/s and 3 mm/s on the Instron-5982 tensile machine. To study the yielding of metal during the test, a dividing grid was applied to the samples. According to the results of the study, the influence of the heat treatment temperature and the test speed on the formation of centers of localized metal yielding has been determined (fig. – 11, tables – 2, references – 12).

Keywords: zirconium pipes, localization of plastic flow, cold rolling.

РАЗРАБОТКА ТРЕБОВАНИЙ К ЛАКОКРАСОЧНЫМ И АНТИКОРРОЗИОННЫМ ПОКРЫТИЯМ, ПРИМЕНИМЫМ ПРИ СООРУЖЕНИИ АЭС С ЦЕЛЬЮ СНИЖЕНИЯ ОБРАЗОВАНИЯ ДЕБРИСА. А.А. Фиськов, А.Г. Митрюхин, Л.А. Матюшев, И.А. Магола (АО «Атомэнергопроект», г. Санкт-Петербург) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР.: МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2023. ВЫП. 5 (121). С. 214-223.

Работа посвящена изучению образования дебриса от применяемых на АЭС лакокрасочных и антикоррозионных покрытий при протекании аварий с потерей теплоносителя. Статья содержит анализ российской и международной нормативной документации в части требований к применению защитных лакокрасочных покрытий на объектах использования атомной энергии, а также обзор проведенных экспериментальных исследований в области обоснования применения защитных покрытий. В работе предложены требования к лакокрасочным покрытиям, разработка которых необходима для снижения образования дебриса в условиях протекания аварий на АЭС с потерей теплоносителя первого контура (рис. – 2, табл. – 2, список литературы – 10 назв.).

Ключевые слова: дебрис, органосиликатная композиция, лакокрасочные покрытия, эпоксидная эмаль, тяжелые аварии, АЭС, ВВЭР, безопасность.

DEVELOPMENT OF REQUIREMENTS FOR PAINT AND ANTI-CORROSION COATINGS USED DURING CONSTRUCTION OF NPPs IN ORDER TO REDUCE DEBRIS FORMATION. A. Fiskov, A. Mitryukhin, L. Matyushev, I. Magola (JSC «Atomenergoproekt», St.-Peterburg) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2023. ED. 5(121). P. 214-223.

The article presents a study of debris formation due to the impact of paint and anti-corrosion coatings used at NPPs during loss-of-coolant accidents. The article analyses Russian and international regulatory documentation regarding the requirements for the use of protective paint coatings at nuclear facilities and an overview of experimental research carried out in the field of justification of the use of protective coatings. The article proposes requirements for paint coatings, whose development is necessary in order to reduce debris formation during accidents with a loss of primary coolant at NPPs (fig. – 2, tables – 2, references – 10).

Keywords: debris, organic silicate compound, paint, epoxy enamel, severe accident, NPP, WWER, safety.

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ РУКОПИСИ

В Издательство представляется рукопись на электронном носителе (дискета, CD, flash) или по электронной почте. Рукописные вставки не допускаются.

При использовании текстового редактора Word следует придерживаться следующих правил.

1. **Текст** должен быть расположен на листе формата А4 по ширине страницы с учетом полей (левое, правое, нижнее – 2,5 см, верхнее – 2,5 см), набран шрифтом Times New Roman (Сур), кегель – 12, межстрочный интервал 1,2. Абзацные отступы должны быть одинаковыми по всему тексту – 1 см (не допускается создание абзацной строки с помощью пробелов или клавиши «Табуляция»). Кавычки (« »), скобки ([], ()), маркеры и другие знаки должны быть сохранены аналогичными на протяжении всего предоставляемого материала.

2. **Заголовки и подзаголовки** оформляются в едином стиле по всей работе и отделяются от основного текста 1 интервалом и располагаются по центру строки. Заголовки (наименования разделов) записывают прописными буквами, подзаголовки (наименования подразделов) – строчными. Переносы слов в заголовках не допускаются. Точку в конце заголовка не ставят. Название статьи приводится на русском и английском языках.

3. **Фамилии авторов и место работы** указываются на русском и английском языках после названия статьи. Также необходимо указать e-mail для связи с авторами.

4. **Аннотации** набирают на 1 кегель меньше, курсивом с отступом 3 см, после заголовка. Аннотация приводится на русском и английских языках.

5. **Ключевые слова** указываются после аннотации на русском и английском языках набранные шрифтом Times New Roman (Сур), кегель – 11.

6. **Формулы**, даже состоящие из единственного символа, набираются только с использованием редактора формул Equation Editor или MathType. Категорически не допускается замена латинских и греческих букв сходными по начертанию русскими, а также знака суммы заглавной буквой сигма. Если необходимо использовать в формулах русские буквы, то их следует набирать в текстовом стиле.

7. **Нумерация страниц** обязательна. Посередине страницы, кегель 11 пт.

8. **Список литературы** любого источника осуществляется на языке его издания, помещается в конце рукописи в порядке упоминания в тексте. В списке приводятся только источники, на которые автор ссылается в тексте. Ссылки на неопубликованные работы не допускаются. Внутри текста ссылки на список приводятся в квадратных скобках. Список литературы оформляются в соответствии с ГОСТ, кегель 11, курсив.

9. **Переносы** и принудительные (ручные) не ставить.

10. **Рисунки, графики, схемы** должны выполняться в графических редакторах, поддерживающих векторную графику. Желательно предоставлять все рисунки в виде отдельных файлов в исходном графическом формате. Графические иллюстрации должны так же быть выполнены и в виде отдельных файлов в исходном графическом формате. Оригиналы отсканированных изображений должны предоставляться высокого качества (не менее 300 dpi). Все рисунки должны быть пронумерованы и иметь подрисовочные подписи (11 кегель, курсив, посередине листа, точка в конце не ставится).

11. **Таблицы** следует делать в режиме таблиц (добавить таблицу), а не рисовать от руки, не разрывать, если таблица большая, ее необходимо поместить на отдельной странице. Кегель 11. Слово «Таблица» расположить в правом верхнем углу, а название таблиц по центру (не жирный и не курсив, 12 кегель). Каждая таблица располагается после ссылки на нее (Напр.: табл. 1) и должна иметь нумерационный и тематический заголовок. Ширина таблицы не должна быть больше полосы набора текста. Ссылка на рисунки и таблицы в тексте обязательны. Если в статье один рисунок или одна таблица, они не нумеруются. **Иллюстрации и таблицы** не должны разрывать предложение, их нужно располагать после абзаца.

Порядок представления и опубликования рукописей в научно-техническом журнале «Вопросы атомной науки и техники. Серия Материаловедение и новые материалы» (ВАНТ)

1. Публикация научно-технических статей в журнале ВАНТ бесплатна. Информационный обмен и общение между авторами и редакцией происходит посредством электронной почты – MikVaPozdeev@bochvar.ru.
2. Тексты статей оформляются в соответствии с «ТРЕБОВАНИЯМИ К ОФОРМЛЕНИЮ РУКОПИСИ». Рукописи, разрешения на открытое опубликование и сопроводительные письма направляются на адрес электронной почты MikVaPozdeev@bochvar.ru.
3. Статьи, не соответствующие требованиям к оформлению, направляются авторам на доработку. Тексты, соответствующие требованиям, отправляются на рецензирование в соответствии с «Порядком рецензирования рукописей, представляемых для публикации в журнале вант серия «материаловедение и новые материалы».
4. В случае отрицательного заключения рецензента, авторам по электронной почте направляется мотивированный отказ. В случае положительного заключения рецензента, автору по электронной почте направляется подтверждение о приеме рукописи к публикации.
5. После принятия рукописи к публикации, авторы должны оформить, подписать и прислать в редакцию в бумажном варианте «ЛИЦЕНЗИОННЫЙ ДОГОВОР С АВТОРАМИ СТАТЕЙ, РАЗМЕЩАЕМЫХ В ЖУРНАЛЕ ВАНТ».
6. После получения редакцией договора статья направляется в верстку.
7. После опубликования статьи каждому автору бесплатно направляется экземпляр журнала.

Об Издательстве

Выпуски научно-технического журнала «Вопросы атомной науки и техники» (ВАНТ). Серия «Материаловедение и новые материалы», посвященные проблемам атомного материаловедения, издаются в АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

Журнал ВАНТ издается с 1972 года. Серия «Материаловедение и новые материалы» издается с 1989 г. по настоящее время тиражом не менее 250 экземпляров.

В журнале ВАНТ Серия «Материаловедение и новые материалы» представлены результаты исследований по физическому материаловедению, радиационной повреждаемости, активации и трансмутации материалов, физике радиационных явлений, механизмам формирования исходной и радиационной микроструктуры, теории, моделированию и экспериментальным исследованиям дефектов, структуры и свойств материалов. Выпуски журнала, помимо статей сотрудников института и ведущих специалистов отрасли, включают материалы на основе докладов, которые были представлены на конференциях «Материалы ядерной техники» (МАЯТ) в разные годы.

Кроме того, в журнале ВАНТ раскрываются актуальные проблемы, связанные с изменением приоритетов в оборонных задачах, разработкой новых технологий, включающих структурирование материалов наночастицами, вопросы разработки новых сплавов, особых видов термообработки и т.п.

На журнал ВАНТ. Серия «Материаловедение и новые материалы» можно подписаться в информагентстве «Пресса России», подписной индекс 41288 и в агентстве «Урал-Пресс», подписной индекс ВН005557. Пресса России: www.pressa-ru.ru. Пресса по подписке: www.akc.ru.

Адрес издательства: 123098, г. Москва, а/я 369, ул. Рогова, д. 5а.

Контактное лицо: Ученый секретарь АО «ВНИИИМ» – Поздеев Михаил Васильевич, тел. +7 (499) 190-89-99 доб. 82-59, адрес электронной почты MikVaPozdeev@bochvar.ru.

Сдано в набор 27.11.2023 г. Подписано в печать 18.12.2023 г.
Печ. л. 18,9. Уч.-изд. л. 18,3. Формат 60×90/8

Отдел полиграфии ВНИИНМ. Тел. 8(495) 190-89-99 доб. 84-79.
Тираж 200 экз. Заказ №732.
Цена договорная.

Отпечатано в АО «ВНИИНМ». 123098, Москва, а/я 369.