

УДК: 621.039.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2022.106.4.003

© 2022. Все права защищены.

ВОПРОСЫ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТОЛЕРАНТНОМУ ТОПЛИВУ ДЛЯ АЭС С ВОДО-ВОДЯНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Молотова И. А.*,** (molotova@secnrs.ru), Забиров А. Р.*,**, канд. техн. наук (zabirov@secnrs.ru),
Ягов В. В.**, д-р техн. наук (YagovVV@mpei.ru), Яшников Д. А.*, канд. техн. наук (yashnikov@secnrs.ru),
Шевченко С. А.*, канд. техн. наук (sshevchenko@secnrs.ru)

Статья поступила в редакцию 9 ноября 2022 г.

Аннотация

События, произошедшие на АЭС «Фукусима-Дайичи» в 2011 г., послужили стимулом к началу исследований по поиску нового, устойчивого к авариям толерантного топлива для замены существующей топливной системы легководных энергетических реакторов (Zr-UO₂). Перспективными направлениями толерантного топлива применительно к оболочкам твэлов являются нанесение хромсодержащих покрытий на циркониевые оболочки твэлов методами физического осаждения из паровой фазы или полная замена циркония сталями, сплавами или в долгосрочной перспективе – карбидом кремния. Вместе с тем анализ работ показал, что на данный момент существуют различные термомеханические и теплофизические проблемы при использовании материалов толерантного топлива, требующие проведения экспериментальных исследований для обоснования его безопасности и дальнейшего использования в промышленных масштабах в легководных реакторах.

Анализ результатов экспертиз программ для электронных вычислительных машин (ЭВМ), используемых для проведения расчетов термомеханических и (или) теплофизических характеристик твэлов применительно к использованию толерантного топлива, показал, что требуется дополнительная валидация программ для ЭВМ, предназначенных для проведения указанных расчетов. Дополнительные экспериментальные исследования должны включать в себя изучение влияния свойств материалов толерантного топлива на теплообмен при охлаждении твэлов, разогретых до высоких температур, что является необходимым для обоснования поведения новых материалов в случае поставарийного залива активной зоны ядерного реактора.

В НИУ «МЭИ» проводятся экспериментальные исследования по изучению влияния свойств поверхностей на теплообмен при охлаждении высокотемпературных тел, моделирующих твэлы толерантного топлива. Разработана приближенная физическая модель, позволяющая прогнозировать температуру перехода к высокоинтенсивному режиму охлаждения с приемлемой точностью. Указанная модель может быть использована для более строгого анализа влияния новых материалов на протекание процессов, возникающих при поставарийном заливе активной зоны ядерного реактора, что подтверждают эксперименты на цирконии и сплаве FeCrAl.

► **Ключевые слова:** толерантное топливо, экспертиза программ для ЭВМ, экспериментальные исследования, поставарийный залив активной зоны, высокоинтенсивный режим охлаждения.

* Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия.

** Национальный исследовательский университет «МЭИ», Москва, Россия.

APPROACHES TO THE THERMOPHYSICAL JUSTIFICATION OF THE APPLICABILITY OF ACCIDENT TOLERANT FUEL FOR NUCLEAR POWER PLANTS

Molotova I. A. *, **,
Zabirov A. R. *, **, Ph. D.,
Yagov V. V. **, D. Sc.,
Yashnikov D. A. *, Ph. D.,
Shevchenko S. A. *, Ph. D.

Article is received on November 9, 2022

Abstract

The events at the Fukushima Daiichi nuclear power plant in 2011 were the beginning of the researches to find new fuel which is accident tolerant to replace the existing fuel system for light water reactors (Zr-UO₂). Promising areas of the accident tolerant fuel in relation to a fuel rod cladding are the deposition of chromium-containing coatings on zirconium fuel rod cladding by physical vapor deposition methods or the complete replacement of zirconium with steels, alloys or silicon carbide in the long term. At the same time, the analysis showed that there are various thermomechanical and thermophysical problems for using accident tolerant fuel materials. It requires experimental studies to justify safety and further using of these materials on an industrial scale in light water reactors.

An analysis of expertise of computer codes used to calculate the thermomechanical and/or thermophysical characteristics of fuel rods in relation to accident tolerant fuel showed that their additional validation is required. Additional experiments should investigate the influence of accident tolerant fuel material properties on heat transfer during cooling of high-temperature fuel rods, which is necessary to justify the behavior of new materials in the event of core reflooding.

Experiments to study the influence of surface properties on heat transfer during cooling of high-temperature bodies simulating fuel rods of accident tolerant fuel are carried out at NRU "MPEI". An approximate physical model has been developed to predict the transition temperature to a high-intensity cooling regime with acceptable accuracy. Experimental results confirm that this model can be used for a more rigorous analysis of the effect of new materials (chromium-containing coatings on zirconium, FeCrAl) during core reflooding.

► **Keywords:** *accident tolerant fuel, expertise of computer codes, experimental studies, core reflooding, high-intensity cooling regime.*

* Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia.

** National Research University "Moscow Power Engineering Institute" ("MPEI"), Moscow, Russia.

Введение

В эксплуатирующихся в Российской Федерации АЭС с реакторами типа ВВЭР используются топливные элементы (ТВЭЛы), оболочка которых выполнена из циркониевых сплавов, а ядерное топливо представляет собой диоксид урана. Несмотря на преимущества циркониевых оболочек ТВЭЛов (устойчивость к коррозионному растрескиванию под напряжением со стороны теплоносителя, низкое сечение поглощения нейтронов), их недостатки проявляются при возникновении аварийных ситуаций.

Согласно требованиям НП-082-07 [1] максимальный проектный предел повреждения ТВЭЛов соответствует не превышению температуры их оболочек более 1 200 °С. Однако циркониевая оболочка ТВЭЛА начинает разрушаться при более низких температурах – от 750 до 1 000 °С под действием химических (сильное окисление) и механических процессов (распухание, пластическое деформирование), что может приводить к разгерметизации ТВЭЛов. Кроме того, при взаимодействии оболочек ТВЭЛов, разогретых до температур 1 200–1 400 °С, с парами воды при запроектных авариях (ЗПА) на АЭС возникает пароциркониевая реакция, которая сопровождается образованием водорода (возникает риск воспламенения или взрыва водородно-воздушных смесей) и значительным выделением тепла (температура плавления циркония имеет значения около 1 850 °С) [2], достаточным для расплавления оболочки ТВЭЛов:



Взрыв водорода с разрушением барьеров безопасности и выход радиоактивных продуктов деления в окружающую среду произошел во время аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» в 2011 г. Авария на Фукусима-1 послужила стимулом для проведения крупномасштабных научных исследований, направленных на исключение возможности или смягчение последствий пароциркониевой реакции [3].

Одним из направлений указанных исследований стало создание новых материалов топливной матрицы и оболочек ТВЭЛов. Ядерное топливо АЭС с легководными реакторами, создаваемое с использованием новых конструкционных и топливных материалов, должно обеспечить устойчивость топлива к аварийным условиям, в том числе к высокотемпературному окислению оболочек ТВЭЛов в условиях ЗПА. Такое топливо в зарубежной терминологии принято называть “Accident Tolerant Fuel”,

или «толерантное топливо» (ТТ). Предполагается, что даже в случае потери теплоносителя в активной зоне (АЗ) реактора ТТ должно в течение более длительного времени сохранять целостность без возникновения пароциркониевой реакции, по сравнению с топливом, эксплуатирующимся в настоящее время.

Вместе с тем критерии оценки обоснования безопасности топлива, установленные в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии, не в полной мере учитывают специфику ТТ. Кроме того, масштабное внедрение ТТ требует всестороннего анализа безопасности его использования в энергетических реакторах. К настоящему моменту критерии оценки топлива для реакторов типа ВВЭР установлены для топлива из диоксида урана в оболочке из циркониевого сплава, однако для ТВЭЛов ТТ некоторые критерии требуют дополнительного анализа. Процесс обоснования ТВЭЛов ТТ должен включать в себя испытания и исследования свойств необлученных и облученных материалов, реакторные испытания в режимах нормальной эксплуатации (НЭ) и при нарушении нормальной эксплуатации (ННЭ), расчетные исследования, после чего выполняются обоснование безопасности обращения с ТТ и испытания ТВЭЛов ТТ в энергетических реакторах [4].

1. Концепции толерантного топлива

ТВЭЛы ТТ должны соответствовать ряду требований к термомеханическим, теплофизическим и нейтронно-физическим характеристикам (рис. 1). Необходимо, чтобы ТВЭЛы обеспечивали длительный ресурс работы, в то время как отдельные разрушения и дефекты не должны приводить к остановке реактора, а продукты деления должны надежно удерживаться ТВЭЛАми. Таким образом, по сравнению с классическими видами топлива, к ТТ предъявляются следующие требования:

- высокая температура плавления оболочки ТВЭЛА;
- замедленное взаимодействие оболочки ТВЭЛА с горячим паром с уменьшением выделения тепла и водорода;
- улучшенные термомеханические свойства ТВЭЛов для сохранения геометрии и целостности тепловыделяющих сборок (ТВС), в том числе после аварийного охлаждения;
- увеличенная теплопроводность топлива.

Для выполнения указанных требований можно изменить как само ядерное топливо, так и топливную

оболочку (рис. 2). Концепции, касающиеся новых топливных композиций, в настоящей статье не рассматриваются. Применительно к оболочкам твэлов для АЭС с водо-водяными реакторами ведутся разработки ТТ по двум основным направлениям: по нанесению тонких (порядка 10 мкм) защитных покрытий на циркониевые оболочки твэлов (краткосрочные концепции ТТ) либо по замене циркониевых оболочек твэлов другими материалами (долгосрочные концепции ТТ) [5].

Свойства покрытий на цирконии и их поведение в условиях НЭ в реакторе, а также в случае возникновения проектных аварий и ЗПА, в значительной степени зависят от способа нанесения покрытия на оболочку твэла. Анализ научных работ, посвященных изучению термомеханических свойств покрытий на цирконии, показал, что наиболее перспективными методами для нанесения покрытий считаются методы физического осаждения из паровой фазы – PVD-методы (от англ. “Physical

Vapour Deposition”) [6]. На сегодняшний день наиболее проработанными технологиями нанесения покрытий на циркониевые сплавы является нанесение хромсодержащих покрытий [7], поскольку покрытия из хрома превосходят многие другие как по коррозионным свойствам, так и по высокотемпературному окислению.

Однако на смену нанесения покрытий на циркониевые твэлы должны прийти новые материалы, которые смогут полностью заменить цирконий. В рамках долгосрочных концепций развития ТТ рассматривают замену циркониевых оболочек твэлов такими сплавами, как нержавеющая сталь, FeCrAl, хром-никелевые сплавы, молибден. Концепция ТТ, касающаяся использования керамических композитов, пока что находится на раннем этапе своего развития, замена циркониевых оболочек твэлов на карбид кремния в легководных реакторах возможна не ранее, чем через 10–15 лет [8].



Рис. 1. Факторы, влияющие на работоспособность оболочки твэлов [Fig. 1. Factors affecting the performance of the fuel rod cladding]



Рис. 2. Основные направления в исследованиях по толерантному топливу [Fig. 2. The main directions in research on accident tolerant fuel]

Госкорпорацией «Росатом», в ее материаловедческом институте АО «ВНИИНМ», ведутся исследования по созданию ТТ для легководных реакторов. С 2017 г. программа АО «ВНИИНМ» по толерантному топливу финансируется топливной компанией АО «ТВЭЛ». В рамках соглашения МАГАТЭ – АО «ВНИИНМ» № 18891 должны быть выполнены три научных направления: оптимизация нового композитного ураноемкого топлива METMET, методы нанесения покрытий на циркониевые оболочки твэлов, оценка различных направлений по улучшению свойств стали [9].

Применительно к оболочкам твэлов разрабатываются как новые материалы (SiC/SiC композиты, стальные тонкостенные оболочки из ферритно-мартенситных (FeCrAl), аустенитных и хромоникелевых сталей), так и циркониевые оболочки с нанесением на них хромосодержащих покрытий с добавлением никеля, железа, алюминия и других элементов. Технологиями нанесения покрытий, используемых в АО «ВНИИНМ», прежде всего, являются сверхзвуковое распыление, высокоскоростное ионно-плазменное магнетронное распыление (PVD-методы), а также метод холодного напыления.

За последние несколько лет в некоторых странах были выполнены экспериментальные загрузки твэлов ТТ в действующие энергетические реакторы: опытные ТВС с твэлами с циркониевой оболочкой с хромовыми покрытиями и с оболочкой твэлов из сплава 42ХНМ (Ростовская АЭС, Россия); опытные ТВС с циркониевой оболочкой твэлов с хромовыми покрытиями и с оболочкой твэлов из сплава FeCrAl (АЭС «Клинтон», «Хатч», «Вогтль», «Арканзас Ньюклиар 1», «Калверт Клиффс», США); опытные ТВС с хромосодержащим покрытием EnCore (АЭС «Дул», Бельгия) (см. таблицу). Результаты послереакторных исследований твэлов ТТ необходимы для обоснования безопасности эксплуатации реакторов, АЗ которых будет полностью загружена ТТ.

Вместе с тем анализ показывает, что на данном этапе развития требуется проведение дополнительных испытаний материалов ТТ. Данные исследования, помимо прочего, должны включать исследования свойств ТТ в случае поставарийного залива АЗ ядерного реактора, поскольку концепции ТТ направлены на то, чтобы задержать начало разрушающих процессов в случае аварий.

Таблица

Статус лицензирования материалов оболочек твэлов толерантного топлива в различных странах
Licensing status of accident tolerant fuel cladding materials in various countries

№	Страна	Материал оболочки толерантного топлива	Статус лицензирования
1	Россия	Cr + Zr (сплав 42ХНМ от компании АО «ТВЭЛ»)	Лицензия на опытную загрузку трех комбинированных опытных ТВС на Ростовскую АЭС (август 2021 г.)
2	США	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Cr + Zr (покрытие ARMOR от компаний “Global Nuclear Fuel”, “Westinghouse”, “Westinghouse”/”Framatome”); ▪ “IronClad” (монокристаллический сплав FeCrAl от “Global Nuclear Fuel”) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 280 опытных ТВС с хромовыми покрытиями на цирконии загружены в 8 реакторов на АЭС «Клинтон», «Хатч», «Вогтль», «Арканзас Ньюклиар 1», «Калверт Клиффс» и др., планируется с 2022 г. подача запроса на лицензирование, к 2025–2027 гг. – промышленная загрузка нового топлива в реакторы; ▪ 26 опытных ТВС с оболочкой FeCrAl проходят облучение в 2 реакторах на АЭС «Клинтон» и «Хатч», лицензирование пока не запланировано
3	Бельгия	Cr + Zr (покрытие EnCore от компаний “Westinghouse” и “ENUSA”)	Лицензия на опытную загрузку четырех опытных ТВС с покрытием EnCore на АЭС «Дул» с реакторами типа PWR (июнь 2020 г.)
4	Франция	Cr + Zr (сплав M5 от компаний “Framatome”/”Westinghouse” (Франция/США))	В 2023 г. планируется облучение экспериментальных ТВС (“Westinghouse”/”Framatome”) на АЭС Франции. Компания “EDF” оценивает переход от опытных исследований к промышленному масштабу в 6–10 лет
5	Япония	Cr + Zr (сплав FeCrAl)	Планируется изготовление опытных ТВС приблизительно к 2024 г., получение лицензии на загрузку ТТ в существующие реакторы типа PWR – к 2030 г.

2. Экспериментальные исследования охлаждения высокотемпературных образцов, моделирующих толерантное топливо АЭС

Далее приведены результаты экспериментальных исследований по изучению нестационарных процессов охлаждения высокотемпературных цилиндрических тел, моделирующих твэлы ТТ, при непосредственном участии авторов настоящей статьи. При повторном заливе АЗ имеет место пленочный режим кипения, который характеризуется низкими коэффициентами теплоотдачи и скоростями охлаждения. В случае аварии на АЭС необходимо добиться перехода от пленочного кипения к более интенсивному режиму для того, чтобы как можно быстрее охладить разогретые до высоких температур твэлы. Изменение материала поверхности или нанесение покрытий может существенно повысить температуру перехода к интенсивному режиму охлаждения (температуру Лейденфроста). Работы включают в себя изучение влияния свойств поверхностей и охлаждающих жидкостей на теплообмен при охлаждении горячих тел с экспериментальным определением температуры Лейденфроста.

Рабочими образцами являются металлические цилиндры длиной 40–50 мм и диаметром 10 мм со скругленной головкой во избежание концевых эффектов. Для измерения температур во время эксперимента (нагрев и охлаждение) в образцах заделываются термопары, схема представлена в работе [9]. Для изучения влияния теплофизических свойств и структуры охлаждаемых поверхностей выполняются исследования на образцах с различными покрытиями (высоко- и низкотеплопроводными), а также на гладких и шероховатых образцах. Экспериментальные исследования проводятся на стенде, представленном в [10]. Эксперимент включает в себя нагрев рабочего образца до заданной температуры при помощи высокочастотного индуктора и последующее охлаждение в жидкости (вода, этанол, смеси вода–этанол различной концентрации, FC-72). Результаты измерений температуры поступают на персональный компьютер, где в программе LabView строится зависимость температуры от времени.

Полученный массив экспериментальных данных используется для проверки приближенной модели возникновения интенсивного режима охлаждения, разработанной в группе профессора В. В. Ягова в 2018 г. [11]. Согласно указанной модели, выступы шероховатости охлаждаемой поверхности и волны на межфазной поверхности пар/жидкость могут

вызывать локальные контакты жидкость/стенка. Локальный контакт между жидкостью и стенкой представляется возможным в том случае, когда температура элементов шероховатости охлаждаемой поверхности ниже температуры предельного перегрева жидкости, при этом средняя температура стенки может быть намного выше критической температуры охлаждающей жидкости. На границе жидкости, взаимодействующей с горячей поверхностью, происходит испарение со значительной интенсивностью. При этом возникают два тепловых потока:

$$q_1 = C_1 \cdot \left(\frac{h_{LG}\sigma}{\nu} \right); \quad (2)$$

$$q_2 = C_2 \cdot \left(\frac{\rho c \lambda}{t} \right)^{0,5} \Delta T, \quad (3)$$

где C_1 и C_2 – численные константы;

h_{LG} – теплота парообразования;

σ – поверхностное натяжение;

ν – вязкость;

$\Delta T = T_r - T_{lim}$, где T_r – температура поверхности, при которой начинается интенсивное охлаждение;

T_{lim} – температура предельного перегрева жидкости;

ρ, c, λ – плотность, теплоемкость, теплопроводность охлаждаемой поверхности;

$(\rho c \lambda)^{0,5}$ – тепловая активность металла;

t – характерное время.

Тепловой поток q_1 обусловлен интенсивным испарением жидкости у границы смоченного участка, а q_2 – притоком тепла из охлаждаемого тела в зону интенсивного испарения по механизму нестационарной теплопроводности. Их равенство определяет условие возникновения режима интенсивного теплообмена при пленочном кипении недогретой жидкости.

Модель экспериментально подтверждена в отношении влияния свойств жидкости и тепловой активности металла, а усовершенствованная модель 2019 г. учитывает влияние микроструктуры охлаждаемой поверхности и недогрева жидкости:

$$T_w - T_{lim} = C_4 \sqrt{\frac{\rho_{liq} \lambda_{liq} (T_{lim} - T_s) h_{LG}}{(\rho c \lambda)_w}} \cdot \left(R_a \left(\left(\frac{g \Delta \rho h_{LG}}{\lambda_v \nu_v \Delta T z} \right)^{\frac{1}{4}} + \frac{h_{LG}}{\lambda_v \Delta T} \sqrt{\frac{\rho_{liq} \rho_v g \beta \Delta T_{sub} z}{Pr_{liq}}} \right) \right)^n, \quad (4)$$

где C_4, n – численные константы;

T_s – температура насыщения жидкости;

R_z – шероховатость по максимальной высоте выступа;

g – ускорение свободного падения;

z – линейный масштаб;

β – коэффициент термического расширения жидкости;

ΔT_{sub} – недогрев жидкости до температуры насыщения;

P_r – число Прандтля;

индексы w, v, liq относятся к поверхности, пару и жидкости.

Для проверки корректности работы указанной модели были получены экспериментальные результаты при охлаждении цилиндрических тел при атмосферном давлении в воде с недогревами до температуры насыщения $\Delta T_{sub} = 0-80 K$; в этаноле при $\Delta T_{sub} = 28-148 K$; в смесях этанол–вода с концентрациями 40, 60 и 80 % при $\Delta T_{sub} = 20-80 K$; в FC-72 $\Delta T_{sub} = 26-126 K$. На рис. 3 представлены результаты по охлаждению цилиндров, выполненных из следующих металлов: циркония (Zr), FeCrAl, нержавеющей стали (Ss), никеля (Ni), меди с золотым покрытием (Cu+Au) и покрытием из нержавеющей стали с шероховатостью $R_a = 27 \text{ мкм}$ (Cu+Ss).

Таким образом, эксперименты показывают удовлетворительное согласие результатов расчета температур перехода к высокоинтенсивному режиму охлаждения по модели (4) с экспериментальными данными, в связи с чем представляется целесообразным использование указанной модели для моделирования постулируемых условий аварии с потерей теплоносителя и поведения твэлов ТТ в случае ее возникновения.

3. Анализ результатов экспертизы программ для электронных вычислительных машин применительно к толерантному топливу

Внедрение новых твэлов ТТ находит отражение в вопросах экспертизы безопасности и экспертизы программ для электронных вычислительных машин (ЭВМ), предназначенных для проведения расчетов термомеханических и (или) теплофизических характеристик твэлов. Подготавливаемые в настоящее время документы для обоснования безопасности эксплуатации новых топливных циклов с использованием ТТ на АЭС с ВВЭР разрабатываются с использованием программ для ЭВМ, применяемых для расчетного анализа безопасности.

Необходимо отметить, что программы для ЭВМ, предназначенные для расчетов термомеханических и (или) теплофизических характеристик твэлов с оболочками ТТ, находятся уже в процессе аттестации (программа для ЭВМ «СТАРТ-4А», являющаяся версией программы для ЭВМ «СТАРТ-3А» [12]) для НЭ и переходных режимов. Однако программы для ЭВМ, в область применения которых входят также режимы аварий, на данный момент не валидированы для расчетов характеристик твэлов ТТ. Так, программа для ЭВМ «РАПТА-5.2» [13], предназначенная для термомеханического и коррозионного

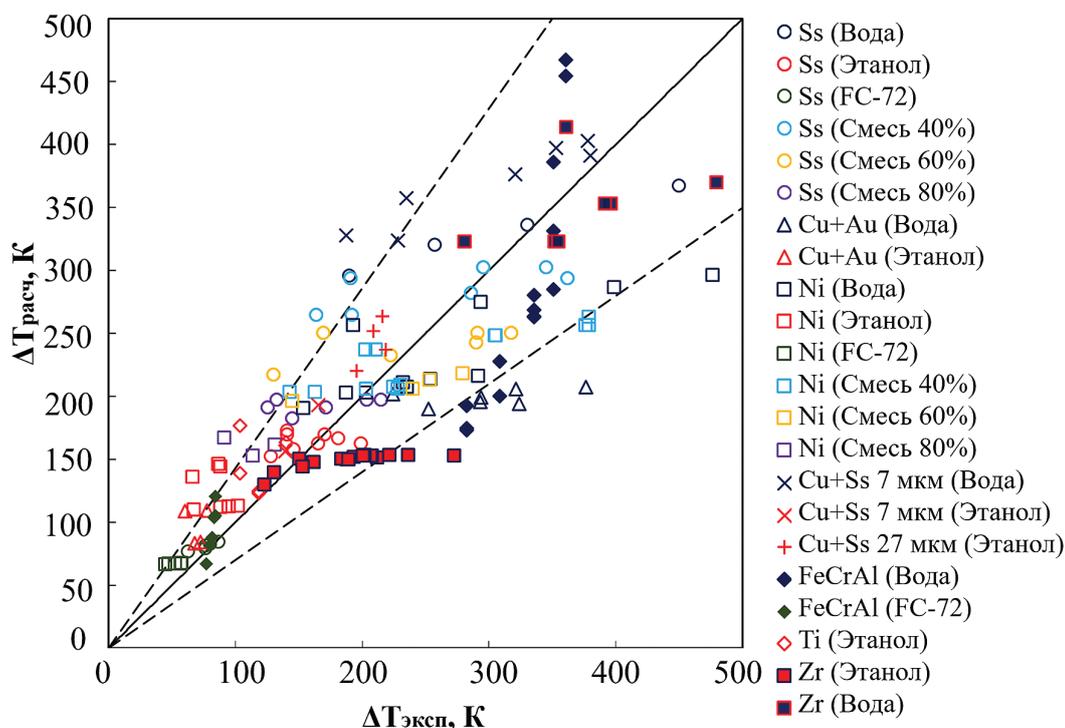


Рис. 3. Сравнение экспериментальных и расчетных значений перегрева стенки. Пунктирные линии соответствуют интервалу $\pm 30\%$ от вычисленных значений [Fig. 3. Comparison of experimental and calculated values of wall superheat. The dotted lines correspond to the interval $\pm 30\%$ of the calculated values]

поведения твэлов в условиях постулируемых аварий, на сегодняшний день проходит переаттестацию только применительно к материалам циркониевых оболочек твэлов.

В аттестационных паспортах программ для ЭВМ, областью применения которых являются режимы ННЭ, проектные аварии и ЗПА («КОРСАР/BR» [14], «МОРАВА-Н2» [15], «ATHLET/BIPR-VVER» [16], «ТРАП-КС» [17], «СОКРАТ-В1/В2» [18], «СОКРАТ/В3» [19], «МАВР-ТА» [20]), не указаны материалы оболочки твэлов, однако данные программы для ЭВМ верифицированы/валидированы для проведения расчетов только с использованием свойств циркониевых оболочек твэлов. При переаттестации таких программ для ЭВМ необходимо дополнительно провести их верификацию/валидацию для расширения области их применения на материалы ТТ либо указать в их аттестационных паспортах ограничения по используемым материалам оболочек твэлов.

Результаты проведенного анализа легли в основу формулировок рекомендаций к новым материалам оболочек и покрытиям на циркониевых оболочках твэлов. В частности, при создании новых материалов применительно к оболочкам твэлов предлагается учитывать следующее:

1) в случае если на оболочки твэлов предполагается нанесение покрытий, в проекте атомной станции (АС) должны быть установлены требования к указанным покрытиям в части износостойкости, коррозионной стойкости, устойчивости к окислению, адгезии с поверхностью твэла, а также стойкости к поглощению водорода и радиационной стойкости в режимах НЭ и ННЭ, включая аварии;

2) в случае если на оболочки твэлов предполагается нанесение покрытий, в проекте АС должны быть установлены требования к технологическому процессу нанесения указанных покрытий в части:

- предварительной механической обработки поверхности твэлов и очистки поверхности твэлов;
- способа нанесения покрытия;
- толщины покрытия, допустимых изменений толщины покрытия по длине (поверхности) твэла, а также методов контроля указанных характеристик;
- однородности, сплошности, шероховатости, пористости, химического состава покрытий, а также адгезии покрытия с поверхностью твэлов;

3) промышленной эксплуатации твэлов и ТВС с новыми материалами топлива и оболочки на действующих АС должен предшествовать период опытной эксплуатации указанных твэлов и ТВС с постепенным увеличением количества опытных твэлов и ТВС в активной зоне реактора.

Заключение

На сегодняшний день в странах с развитой атомной энергетикой активно ведутся работы по исследованию свойств ТТ и анализу нормативной базы для внедрения и оценки его безопасности. В частности, в Российской Федерации проводится опытно-промышленная эксплуатация ТВС с твэлами ТТ. Вместе с тем еще остаются вопросы, требующие дополнительных исследований материалов ТТ.

К актуальным вопросам касательно возможности использования твэлов ТТ в ядерных реакторах, среди прочего, относятся исследования влияния свойств новых материалов на теплообмен при охлаждении в случае повторного залива АЗ ядерного реактора. Из имеющихся экспериментальных данных можно сделать вывод, что на температуру перехода к высокоинтенсивному режиму охлаждения оказывают влияние как свойства охлаждающей жидкости, ее давление и недогрев до температуры насыщения, так и теплофизические свойства (тепловая активность материала) и структура (шероховатость, толщина покрытий) охлаждаемых тел. Приближенная физическая модель [11] дает пояснения этим механизмам и позволяет прогнозировать температуру перехода к интенсивному режиму теплообмена с приемлемой точностью. Эксперименты по охлаждению цилиндрических образцов, выполненных из циркония, используемого в качестве оболочек твэлов в водо-водяных реакторах, и сплава FeCrAl, рассматриваемого в качестве материала ТТ применительно к оболочкам твэлов, подтверждают, что указанную модель можно применять для более строгого анализа влияния новых материалов на протекание процессов, возникающих при поставарийном заливе АЗ ядерного реактора. Последующие эксперименты будут сосредоточены на изучении теплообмена при охлаждении высокотемпературных цилиндрических образцов, выполненных из сплавов 42ХНМ, циркония и FeCrAl с хромовым покрытием различной толщины, нанесенного методом магнетронного распыления, которые рассматриваются в качестве материалов оболочек твэлов ТТ. После этого требуется проведение экспериментальных исследований по охлаждению макетов ТВС, выполненных из указанных материалов.

В настоящей статье показана необходимость дополнительной валидации программ для ЭВМ, предназначенных для расчетов термомеханических и (или) теплофизических характеристик твэлов, применительно к материалам ТТ. Анализ теплофизических аспектов обоснования применимости ТТ

для АЭС с водо-водяными реакторами с рассмотрением уровней технической готовности концепций ТТ в части материалов оболочки твэлов свидетельствует о необходимости проведения дополнительных исследований, в том числе в случае поставарийного залива АЗ, для различных концепций ТТ для прохождения экспертизы безопасности и использования ТТ в промышленных масштабах в легководных реакторах. Кроме того, по результатам

анализа требований, установленных в российских нормативных документах, к безопасному использованию ядерного топлива для АЭС с водо-водяными реакторами (НП-001-15 [21], НП-082-07 [1], НП-094-15 [22]), сформулированы рекомендации к новым материалам оболочек и покрытиям на циркониевых оболочках твэлов, учитывающие специфические особенности и свойства новых твэлов ТТ.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07: утв. постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10.12.2007 № 4.
2. Кириллов И. А., Харитонов Н. Л., Шарафутдинов Р. Б., Хренников Н. Н. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы // Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 2 (84). С. 1–12.
3. Zinkle S. J. et al. Accident tolerant fuels for LWRs: a perspective. *Journal of Nuclear Materials*, 2014, vol. 448 (1–3), pp. 374–379.
4. Makovskiy S. V. et al. An overview of regulatory approaches for introduction of new nuclear fuel in the Russian Federation. IAEA Technical Meeting on the Licensing of Advanced Nuclear Fuels for Water Cooled Reactors, 18–22 October, 2021.
5. Terrani K. A. Accident tolerant fuel cladding development: promise, status, and challenges. *Journal of Nuclear Materials*. 2018, vol. 501, pp. 13–30.
6. Sidelev D. V. et al. Protection of Zr alloy under high-temperature air oxidation: a multilayer coating approach. *Coatings*, 2021, no. 2, vol. 11, pp. 227.
7. Chen H., Wang X., Zhang R. Application and development progress of Cr-based surface coating in nuclear fuel elements: II. Current status and shortcomings of performance studies. *Coatings*, 2020, no. 9, vol. 10, p. 835.
8. Rebak R. B. Accident-tolerant materials for light water reactor fuels. Elsevier, 2020.
9. Savchenko A. M. et al. New ATF concepts and materials: evaluation and investigations. 2020, № IAEA-TECDOC-1921 (supplementary files).
10. Zairov A. R., Yagov V. V., Kalita V. I., Radyuk A. A., Molotova I. A., Belyaev I. A. Heat transfer under quenching of cylindrical bodies in subcooled liquids. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, vol. 383, p. 111380.
11. Yagov V. V., Zairov A. R., Kanin P. K. Heat transfer at cooling high-temperature bodies in subcooled liquids. *International Journal of Heat and Mass Transfer*. 2018, vol. 126, pp. 823–830.
12. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «СТАРТ-3А» от 18.04.2013, рег. № 328.
13. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «РАПТА-5.2» от 29.09.2011, рег. № 299.
14. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «КОРСАР/BR» от 17.04.2014, рег. № 355.
15. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «МОРАВА-Н2» от 15.06.2017, рег. № 418.
16. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «ATHLET/BIPR-VVER» от 24.10.2018, рег. № 455.
17. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «ТРАП-КС» от 18.03.2015, рег. № 369.
18. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «СОКРАТ/В1» от 13.05.2010, рег. № 275.
19. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «СОКРАТ/В3» от 09.07.2021, рег. № 521.
20. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «МАВР-ТА» от 13.11.2021, рег. № 535.
21. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17.12.2015 № 522.
22. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Основные требования к обоснованию прочности и термомеханического поведения тепловыделяющих сборок и тепловыделяющих элементов в активной зоне водо-водяных энергетических реакторов. НП-094-15: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 18.12.2016 № 13.

References

1. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii "Pravila yadernoi bezopasnosti reaktornykh ustanovok atomnykh stantsii" (NP-082-07) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use "Nuclear Safety Rules for Reactor Facilities of Nuclear Power Plants" (NP-082-07)]. 2008.
2. Kirillov I. A., Haritonova N. L., Sharafutdinov R. B., Hrennikov N. N. Obespechenie vodorodnoj bezopasnosti na atomnykh elektrostanciyah s vodoohlazhdaemyimi reaktornymi ustanovkami. Sovremennoe sostoyanie problemy [Hydrogen safety for nuclear power plants with light water reactor units. Current state of the problem]. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost' – Nuclear and Radiation Safety Journal*, 2017, no. 2 (84), pp. 1–12 [in Russian].
3. Zinkle S. J. et al. Accident tolerant fuels for LWRs: a perspective. *Journal of Nuclear Materials*, 2014, vol. 448 (1–3), pp. 374–379.
4. Makovskiy S. V. et al. An overview of regulatory approaches for introduction of new nuclear fuel in the Russian Federation. IAEA Technical Meeting on the Licensing of Advanced Nuclear Fuels for Water Cooled Reactors, 18–22 October, 2021.
5. Terrani K. A. Accident tolerant fuel cladding development: promise, status, and challenges. *Journal of Nuclear Materials*. 2018, vol. 501, pp. 13–30.
6. Sidelev D. V. et al. Protection of Zr alloy under high-temperature air oxidation: a multilayer coating approach. *Coatings*, 2021, no. 2, vol. 11, pp. 227.
7. Chen H., Wang X., Zhang R. Application and development progress of Cr-based surface coating in nuclear fuel elements: II. Current status and shortcomings of performance studies. *Coatings*, 2020, no. 9, vol. 10, p. 835.
8. Rebak R. B. Accident-tolerant materials for light water reactor fuels. Elsevier, 2020.
9. Savchenko A. M. et al. New ATF concepts and materials: evaluation and investigations. 2020, no. IAEA-TECDOC-1921 (supplementary files).
10. Zabirov A. R., Yagov V. V., Kalita V. I., Radyuk A. A., Molotova I. A., Belyaev I. A. Heat transfer under quenching of cylindrical bodies in subcooled liquids. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, vol. 383, p. 111380.
11. Yagov V. V., Zabirov A. R., Kanin P. K. Heat transfer at cooling high-temperature bodies in subcooled liquids. *International Journal of Heat and Mass Transfer*. 2018, vol. 126, pp. 823–830.
12. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "START-3A" ot 18.04.2013, reg. no. 328 ["START-3A" software certificate no. 328 of 18.04.2013]. 2013.
13. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "RAPTA-5.2" ot 29.09.2011, reg. no. 299 ["RAPTA-5.2" software certificate no. 299 of 29.09.2011]. 2011.
14. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "KORSAR/BR" ot 17.04.2014, reg. no. 355 ["KORSAR/BR" software certificate no. 355 of 17.04.2014]. 2014.
15. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "MORAVA-N2" ot 15.06.2017, reg. no. 418 ["MORAVA-N2" software certificate no. 418 of 15.06.2017]. 2017.
16. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "ATHLET/BIPR-VVER" ot 24.10.2018, reg. no. 455 ["ATHLET/BIPR-VVER" software certificate no. 455 of 24.10.2018]. 2018.
17. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "TRAP-KS" ot 18.03.2015, reg. no. 369 ["TRAP-KS" software certificate no. 369 of 18.03.2015]. 2015.
18. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "SOKRAT/V1" ot 13.05.2010, reg. no. 275 ["SOKRAT/V1" software certificate no. 275 of 13.05.2010]. 2010.
19. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "SOKRAT/V3" ot 09.07.2021, reg. no. 521 ["SOKRAT/V3" software certificate no. 521 of 09.07.2021]. 2021.
20. Attestatsionnyi pasport programmy dlya EHVM "MAVR-TA" ot 13.11.2021, reg. no. 535 ["MAVR-TA" software certificate no. 535 of 13.11.2021]. 2021.
21. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii "Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnykh stantsii" (NP-001-15) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use "General Provisions for Nuclear Power Plant Safety Assurance" (NP-001-15)]. 2016.
22. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii "Osnovnye trebovaniya k obosnovaniyu prochnosti i termomekhanicheskogo povedeniya teplovyydelyayushchikh sborok

i teplovydelyayushchikh ehlementov v aktivnoi zone vodo-vodyanykh ehnergeticheskikh reaktorov” (NP-094-15) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Basic Requirements for Justification of Strength and Thermo-Mechanical Behavior of Fuel Assemblies and Fuel Elements in the Nuclear Core of Pressurized Water Reactors” (NP-094-15)]. 2016.

Сведения об авторах

Молотова Ирина Андреевна, младший научный сотрудник отдела расчетных обоснований безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5); ассистент кафедры Инженерной теплофизики, федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ» (111250, Москва, ул. Красноказарменная, д. 14, стр. 1). ORCID 0000-0002-2422-7475.

Забиров Арслан Русланович, старший научный сотрудник отдела расчетных обоснований безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5); доцент кафедры Инженерной теплофизики, федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ» (111250, Москва, ул. Красноказарменная, д. 14, стр. 1). ORCID 0000-0002-5521-2970.

Ягов Виктор Владимирович, профессор кафедры Инженерной теплофизики, федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ» (111250, Москва, ул. Красноказарменная, д. 14, стр. 1). ORCID 0000-0002-8051-2342.

Яшников Дмитрий Аркадьевич, начальник лаборатории отдела расчетных обоснований безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Шевченко Сергей Александрович, начальник отдела расчетных обоснований безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Authors credentials

Molotova Irina Andreevna, Junior Scientific Researcher of Safety Assessment Calculations Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8 bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140); Assistant of Department of Engineering Thermophysics of National Research University “Moscow Power Engineering Institute” (“MPEI”) (1 bld. 14, Krasnokazarmennaya str., Moscow, 111250), e-mail: molotova@secnrs.ru.

Zabirov Arslan Ruslanovich, Senior Scientific Researcher of Safety Assessment Calculations Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8 bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140); Docent of Department of Engineering Thermophysics of National Research University “Moscow Power Engineering Institute” (1 bld. 14, Krasnokazarmennaya str., Moscow, 111250), e-mail: zabirov@secnrs.ru.

Yagov Victor Vladimirovich, Professor of Department of Engineering Thermophysics of National Research University “Moscow Power Engineering Institute” (1 bld. 14, Krasnokazarmennaya str., Moscow, 111250), e-mail: YagovVV@mpei.ru.

Yashnikov Dmitry Arkadevich, Head of the Laboratory of Safety Assessment Calculations Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8 bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: yashnikov@secnrs.ru.

Shevchenko Sergey Aleksandrovich, Head of Safety Assessment Calculations Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8 bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: sshevchenko@secnrs.ru.

Для цитирования

Молотова И. А., Забиров А. Р., Ягов В. В., Яшников Д. А., Шевченко С. А. Вопросы расчетно-экспериментальных теплофизических исследований применительно к толерантному топливу для АЭС с водо-водяными реакторами // Ядерная и радиационная безопасность. 2022. № 4 (106). С. 29–40. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.106.4.003.

For citation

Molotova I. A., Zabirov A. R., Yagov V. V., Yashnikov D. A., Shevchenko S. A. Approaches to the thermophysical justification of the applicability of accident tolerant fuel for nuclear power plants. Nuclear and Radiation Safety Journal, 2022, no. 4 (106), pp. 29–40. [in Russian]. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.106.4.003.

