

УТВЕРЖДАЮ
Директор ИБРАЭ РАН
доктор физико-математических наук



Заключение

Федерального государственного бюджетного учреждения науки
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук
(ИБРАЭ РАН)

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук «Моделирование поведения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива под облучением» выполнена соискателем Задорожным Антоном Валерьевичем в Лаборатории моделирования поведения тепловыделяющих элементов № 75 ИБРАЭ РАН.

В период подготовки диссертации А.В. Задорожный работал в Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук в Лаборатории моделирования поведения тепловыделяющих элементов № 75 Отделения разработки программного обеспечения для анализа безопасности АЭС в должностях инженера, инженера-исследователя и младшего научного сотрудника.

В 2017 г. А.В. Задорожный окончил Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ «МИФИ») по специальности «Ядерные реакторы и материалы».

В 2021 г. окончил аспирантуру ИБРАЭ РАН, где ему выдана справка о сдаче кандидатских экзаменов.

Научный руководитель – Озрин Владимир Драганович, кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник ИБРАЭ РАН.

По итогам обсуждения диссертации А.В. Задорожного «Моделирование поведения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива под облучением» на семинаре Отделения разработки программного обеспечения для анализа безопасности АЭС ИБРАЭ РАН, состоявшегося 6.02.2025 года, принято следующее заключение.

Диссертационная работа соискателя А.В. Задорожного «Моделирование поведения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива под облучением» выполнена на высоком научном уровне, является научно-квалификационной работой, в результате выполнения которой:

- разработана и внедрена в твэльный код БЕРКУТ-У модель учета влияния твердых фазовых включений на теплопроводность СНУП топлива в процессе его выгорания;
- разработаны и внедрены в твэльный код БЕРКУТ-У модели, учитывающие влияние открытой и закрытой пористости СНУП топлива на его распухание и выход газообразных продуктов деления (ГПД) и гелия;
- разработаны расчетные модели экспериментальных твэлов со СНУП топливом, с газовым и жидкометаллическим подслоем;
- разработана матрица валидации и проведена валидация твэльного кода БЕРКУТ-У на данных ПРИ экспериментальных твэлов со СНУП топливом, облученных в быстрых реакторах БОР-60 и БН-600;

- выполнены детерминистские и многовариантные расчёты по моделированию поведения нитридных ТВЭЛов под облучением в быстром реакторе с использованием разработанного ТВЭльного кода БЕРКУТ-У, проведен анализ полученных результатов;
- проведен анализ влияния технологических параметров (размер топливного зерна, содержание примесей углерода и кислорода) СНУП топлива, а также эксплуатационной температуры топлива на его поведение в процессе выгорания в условиях облучения в быстром реакторе.

Актуальность работы

В соответствии с Энергетической стратегией России на период до 2035 г. должны быть спроектированы и построены инновационные атомные электрические станции (АЭС) с реакторами на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями, например, такими как БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 (свинцовый теплоноситель), а также БН-1200М (натриевый теплоноситель). Госкорпорацией «Росатом» реализуется проектное направление «Прорыв», нацеленное на создание и промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла на базе быстрых реакторов с использованием тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом. СНУП топливо рассматривается в качестве основного топливного материала для опытно-демонстрационного энергокомплекса с быстрым реактором БРЕСТ-ОД-300, сооружаемым на базе Сибирского химического комбината в г. Северск.

Обязательным требованием любой деятельности в области использования атомной энергии является обеспечение безопасности. Требования к обеспечению безопасности определяются федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии. В соответствии с ними безопасность эксплуатации АЭС должна быть обоснована путём проведения детерминистических и вероятностных анализов безопасности и сопровождаться оценками интервалов неопределенностей получаемых результатов. Поэтому, в частности, необходима предварительная оценка (прогнозирование) работоспособности ТВЭЛов со СНУП топливом при облучении в быстром реакторе, которая осуществляется посредством использования ТВЭльных кодов.

Научно-практическая проблема, на решение которой направлена диссертационная работа, заключается в разработке соответствующего современным требованиям расчетного инструмента, предназначенного для моделирования поведения ТВЭЛов при облучении в быстрых реакторах с жидкометаллическим теплоносителем. Настоящая диссертационная работа направлена на усовершенствование в ТВЭльном коде БЕРКУТ-У математических моделей поведения СНУП топлива под облучением, валидацию кода на данных послереакторных исследований (ПРИ), а также на расчетное исследование и анализ результатов моделирования поведения топлива.

Цель диссертационной работы заключалась в усовершенствовании ТВЭльного кода БЕРКУТ-У в части моделей поведения СНУП топлива под облучением в быстром реакторе и его валидации на данных послереакторных исследований экспериментальных ТВЭЛов со СНУП топливом.

Научная новизна результатов работы заключается в том, что:

- впервые в ТВЭльный код БЕРКУТ-У внедрена модель учета влияния твердых фазовых включений на теплопроводность СНУП топлива в процессе его выгорания;
- впервые на основе сравнительного анализа данных исследований экспериментальных ТВЭЛов со СНУП топливом и результатов расчетов получены эмпирические зависимости параметров моделей, учитывающие влияние открытой и закрытой пористости топлива на его распухание, выход ГПД и гелия, от исходных параметров топливных таблеток;
- впервые выполнена валидация ТВЭльного кода БЕРКУТ-У на данных ПРИ ТВЭЛов и определены значения погрешностей расчёта распухания СНУП топлива и выхода газов из него;

– впервые проанализированы и определены параметры СНУП топлива, существенно влияющие на его поведение в процессе выгорания в условиях облучения в быстрых реакторах.

Практическая значимость работы состоит в том, что:

– усовершенствованные модели поведения СНУП топлива были включены в твэльный код БЕРКУТ-У, который используется для обоснования возможности продления облучения экспериментальных твэлов со СНУП топливом в реакторе БН-600, что позволило получить результаты экспериментальных исследований СНУП топлива до 9 % тяж.ат.;

– на базе полученных автором работы данных твэльный код был аттестован в 2021 г. (аттестационный паспорт регистрационный №533 от 13.11.2021 г.), в том числе для моделирования твэлов со СНУП топливом до 12,1 % выгорания тяж.ат., что позволило аттестовать интегральный код ЕВКЛИД/V2 с кодом БЕРКУТ-У в качестве твэльного модуля. Код ЕВКЛИД/V2 используется для обоснования безопасности АЭС с РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200М при тяжелых авариях;

– разработанные расчетные модели экспериментальных твэлов использованы для проведения валидации кода БЕРКУТ-У, а также применимы для расчетов кодом БЕРКУТ-У в качестве твэльного модуля в составе интегрального кода ЕВКЛИД/V2;

– результаты расчета кодом БЕРКУТ-У основных параметров СНУП топлива использовались для интерпретации результатов ПРИ и формирования предложений по оптимизации параметров СНУП топлива;

– результаты, полученные, в том числе, в ходе данного исследования, позволили обеспечить организации атомной отрасли современным аттестованным твэльным кодом БЕРКУТ-У, обеспечивающим расчётное обоснование работоспособности твэлов действующих и проектируемых РУ с быстрыми реакторами с натриевым и свинцовым теплоносителями.

Достоверность полученных результатов и выводов диссертационного исследования подтверждается:

– сравнением результатов расчетов с данными ПРИ твэлов со СНУП топливом, облученных в быстрых реакторах;

– применением научно-обоснованных расчётных методик и физических моделей. Расчетные исследования проведены с помощью аттестованного в Ростехнадзоре твэльного кода БЕРКУТ-У;

– публикацией результатов в рецензируемых научных журналах и представлением на ведущих российских и международных конференциях и семинарах.

Личный вклад соискателя состоит в:

– постановке задач исследования, поиске в открытых публикациях, анализе и обобщении научных работ и результатов исследований других авторов по теме диссертационной работы;

– разработке эмпирических зависимостей параметров моделей распухания СНУП топлива, выхода ГПД и гелия от исходных параметров топливных таблеток;

– подготовке расчетных моделей твэлов со СНУП топливом, газовым и жидкометаллическим подслоем для расчетов с помощью твэльного кода БЕРКУТ-У;

– разработке и программной реализации в твэльном коде БЕРКУТ-У модели расчета эффективной теплопроводности выгоревшего СНУП топлива;

– разработке матрицы валидации для твэльного кода БЕРКУТ-У и его валидации на данных ПРИ экспериментальных твэлов со СНУП топливом, облученных в быстрых реакторах БОР-60 и БН-600.

– проведении с помощью твэльного кода БЕРКУТ-У детерминистских расчетов и анализе влияния основных параметров СНУП топлива, а также эксплуатационной температуры на его поведение под облучением.

Диссертация А.В. Задорожного является завершенной научно-квалификационной работой, соответствует специальности 2.4.9 «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность» и отрасли наук «технические науки». При заимствовании материалов в диссертации присутствуют ссылки на автора или источник заимствования материалов. По теме диссертации опубликовано 10 научных работ, в которых с достаточной полнотой изложены полученные результаты, из них 4 статьи в журналах из перечня, утвержденного ВАК Минобрнауки России, или входящих в международные реферативные базы данных и системы цитирования Scopus и Web of Science.

Результаты диссертации докладывались соискателем и обсуждались на многих российских и международных конференциях и семинарах, а именно на Школах молодых ученых ИБРАЭ РАН в 2019 и 2023 гг., конференциях ведущих вузов России (МГУ, 2019 г.; МФТИ, 2020 г. и НИЯУ «МИФИ», 2020 г.) и профильных организаций Госкорпорации «Росатом» (АО «ВНИИНМ», 2022 г. и АО «ГНЦ НИИАР», 2024 г.), а также на международных мероприятиях под эгидой МАГАТЭ: International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR-22) в 2022 г. и Workshop on Fuel Performance Assessment and Behaviour for Liquid Metal Cooled Fast Reactors в 2025 г.

Диссертация «Моделирование поведения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива под облучением» А.В. Задорожного рекомендуется к защите на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность».

Заключение принято на заседании Отделения разработки программного обеспечения для анализа безопасности АЭС. На заседании присутствовало 65 человек, в том числе 22 кандидата наук и 5 докторов наук. Результаты голосования составили: «за» – 65 человек, «против» – 0 человек, «воздержались» – 0 человек.

Заместитель директора по разработке
интегрированных программных комплексов
анализа безопасности АЭС и ЯТЦ ИБРАЭ РАН
доктор технических наук



Мосунова Настасья Александровна

13.02.2025