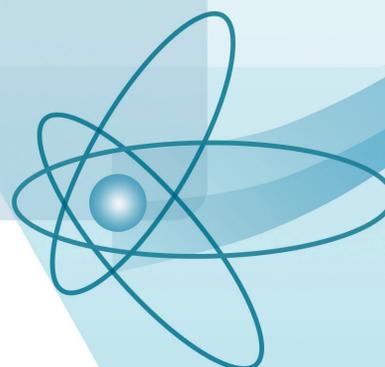


НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ



2022



НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2022 г.) / Под общей редакцией д.т.н., научного руководителя В.М. Троянова. — Обнинск: АО «ГНЦ – РФ ФЭИ», 2023. — 198 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2022 году исследованиях и результатах работ по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»: расчетные и экспериментальные исследования при разработке ядерных реакторов различных типов и назначений, обоснование ядерной и радиационной безопасности, расчетное моделирование ядерных реакторов в условиях нормальной эксплуатации и авариях, исследования по проблеме замыкания топливного цикла, новые реакторные технологии, ядерная медицина и др.

Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Утвержден научно-техническим советом Акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского».

ISBN 978-5-907108-47-9

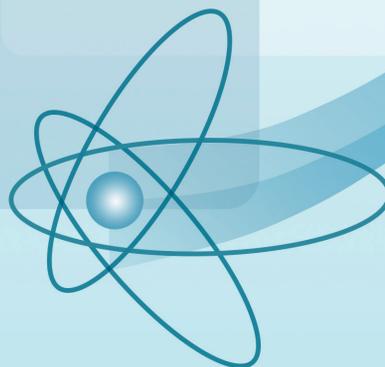
© Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), 2023

ОБНИНСК, 2023

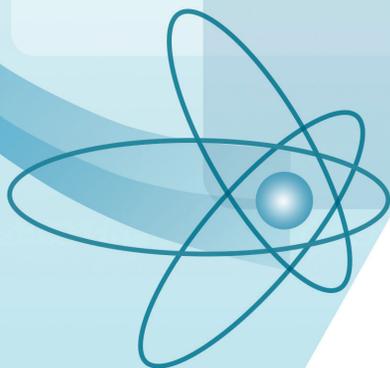
**АО «ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ —
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
ИМЕНИ А. И. ЛЕЙПУНСКОГО»**



2022



СТРАТЕГИЧЕСКИЕ ЦЕЛИ И ОРИЕНТИРЫ ИНСТИТУТА



2022

ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО
ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА

Уважаемые коллеги!

Благодарю вас за интерес к научному годовому отчёту (далее — Отчет) Акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» (далее — АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Ведь если вы читаете эти строки, то тема научных исследований и разработок, выполняемых в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», вас интересует!

С момента своего создания и по сей день АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является мультидисциплинарной научной организацией, в сферу деятельности которой входит широкий спектр исследований в области:

- физики активных зон реакторов на быстрых нейтронах, включая ядерно-физические исследования в области константного обеспечения и кодов, экспериментальные исследования на критсборках в обоснование нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов;
- физики радиационной защиты и радиационной безопасности быстрых реакторов и их топливных циклов;
- системного анализа развития двухкомпонентной ЯЭ и ЯТЦ, включая обоснование конкурентоспособности проектов ЯЭС с реакторами на быстрых нейтронах;
- научного руководства и обоснования проектов МБИР, БН-1200М, БРЕСТ-ОД-300.
- научно-технического сопровождения эксплуатации БН-600 и БН-800;
- физики, динамики и безопасности тепловых реакторов, включая сопровождение и обоснование безопасности при выводе из эксплуатации 1 и 2 блоков Белоярской АЭС и сопровождение эксплуатации 2–4 блоков и вывод из эксплуатации 1 блока Билибинской АЭС;
- концептуальных исследований в обоснование проектов жидкометаллических РУ АСММ и АССМ на основе газотурбинных преобразователей;
- теплофизических исследований в обоснование ядерных и термоядерных установок: гидродинамика, теплообмен, физическая химия и технология; физическая химия и технология жидких металлов (Na, K, Na-K, Pb-Bi, Pb,Cs и др.);
- экспериментальных исследований ядерных взаимодействий;
- поддержки и обновления библиотеки ядерных данных БРОНД-3.1;
- разработки космических ядерно-энергетических установок и других специальных систем;
- исследования физики плазмы и процессов прямого преобразования энергии;
- разработки и исследования мощных лазерных систем с накачкой от импульсных ядерных реакторов;
- испытаний и отработки ядерно-энергетических систем различного целевого назначения;
- разработки и изготовления новых лазерно-активных элементов;
- создания перспективных электрогенерирующих каналов.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» эксплуатируется уникальная стендовая база, улучшение которой осуществляется непрерывно, для обеспечения современных требований проведения исследований:

- нейтронно-физические критические стенды:
 - БФС-1 мощностью до 200 Вт для моделирования ядерных реакторов малой и средней мощности;
 - БФС-2 мощностью до 1 кВт для моделирования БР мощностью до 3000 МВт(э);

- гидравлические стенды, включая воздушные стенды для моделирования гидродинамики в ТВС, проточных частях ЯЭУ и моделях активных зон, газодинамический комплекс, двухконтурный гидравлический стенд;
- теплогидравлические водяные стенды для исследования различных реакторных систем и оборудования АЭС;
- теплогидравлические жидкометаллические стенды для исследования различных процессов в активной зоне быстрых реакторов;
- технологические жидкометаллические стенды для изучения технологических процессов в жидкометаллическом теплоносителе;
- материаловедческие стенды;
- комплекс высоковольтных ускорителей (включая ускоритель Тандем);
- комплекс стендов в обоснование характеристик термоэмиссионных преобразователей;
- стенд «Б» включает в себя двузонный импульсный реактор БАРС-6, оптический квантовый усилитель с ядерной накачкой (ОКУЯН) и установку диагностики ядерно-возбуждаемой плазмы.

В 2022 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполнены следующие научные исследования, результаты которых нашли отражение в Отчете:

- расчётные и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов, теплогидравлике ядерных реакторов, замкнутому ядерному топливному циклу и трансмутации младших актинидов;
- разработка константного обеспечения и создание комплексов расчётных программ по реакторной физике;
- исследования по безопасности и тяжёлым авариям, разработка систем автоматической защиты парогенераторов БН-1200 и МБИР;
- материаловедение, стендовые исследования массопереноса и коррозии в жидкометаллических теплоносителях;
- системный анализ двухкомпонентной ядерной энергетики и атомно-водородной энергетики;
- разработка специальной измерительной аппаратуры.

Отдельно необходимо отметить работы АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в области ядерной медицины. Специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» оптимизирована технология получения Ас-225 распадным способом, что позволило нарастить объемы поставок в 2022 году до 50 % мирового рынка. В институте продолжается реализация инвестиционного проекта по созданию инновационного производства Ас-225 фотоядерным способом.

Выполненный за прошедший год объем научных исследований весьма значителен, что в очередной раз подтверждает высокий заслуженный статус Физико-энергетического института как ведущей научной организации атомной отрасли, способствующей обеспечению технологического лидерства Госкорпорации «Росатом» и нашей страны.

С большим удовольствием и глубоким уважением к труду наших ученых и исследователей, инженерных и технических работников представляю вам на обозрение основные научные результаты нашей организации за прошедший год.

А. А. Лебезов,
генеральный директор АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Стратегия развития АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в русле Стратегии–2021 Госкорпорации «Росатом»

В состав научного годового отчёта АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» за 2022 год включено описание НИОКР, выполнявшихся по следующим направлениям:

- Физика и техника реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.
- Физика и техника реакторов на быстрых нейтронах с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем.
- Инновационные предложения по разработке атомных станций малой мощности — малых модульных реакторов.
- Трансмутация младших актинидов как условие создания «зелёной» ядерной энергетики.
- Обоснование ядерной и радиационной безопасности ядерных энергетических установок.
- Разработка технических систем безопасности для проектов инновационных ЯЭУ, например — систем автоматической защиты парогенераторов для реакторов с натриевым теплоносителем.
- Исследования в обоснование коррозионной стойкости и радиационной стойкости конструкционных материалов инновационных ЯЭУ.
- Технология жидкометаллических теплоносителей.
- Сопровождение эксплуатации действующих энергоблоков атомных станций в качестве головной научной организации.
- Системный анализ двухкомпонентной ядерной энергетики.
- Замыкание ядерного топливного цикла, обращение с ОЯТ и РАО.
- Разработка инновационной лазерной техники.
- Производство и поставка потребителям радиоизотопной продукции.

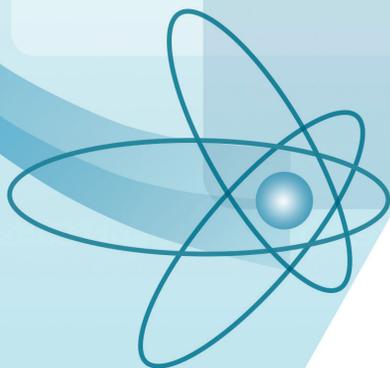
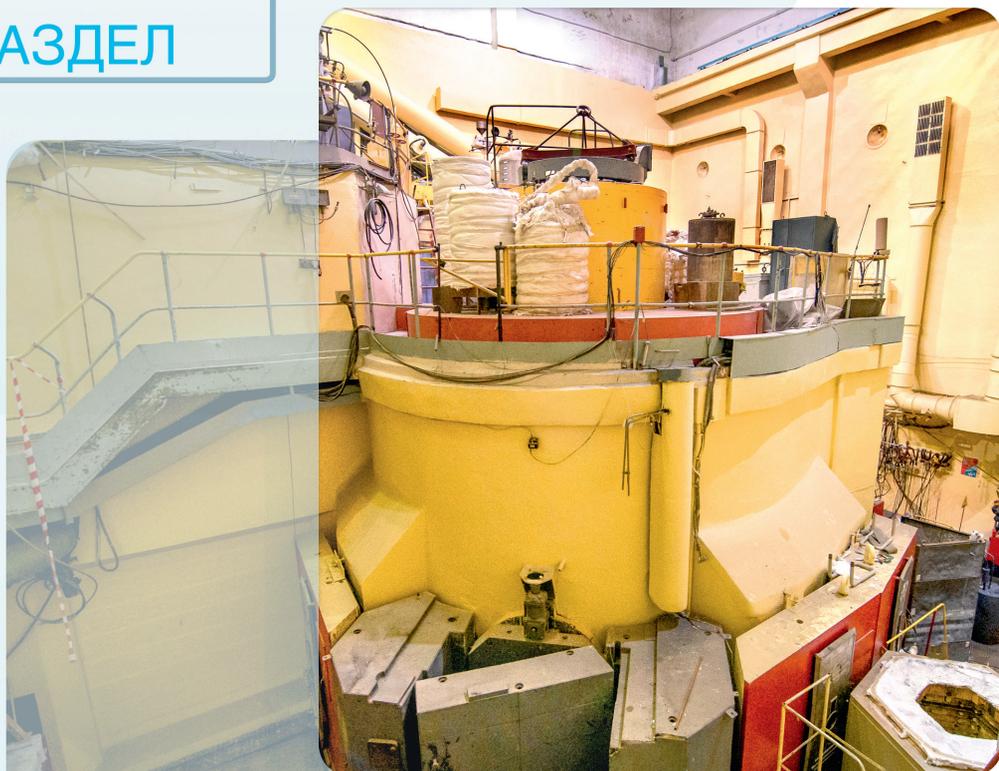
В разрезе видов работ по перечисленным направлениям АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполняет экспериментальные исследования с использованием уникальных объектов экспериментальной базы, создаёт научно-методические основы исследований, разрабатывает методики расчёта и расчётные коды, прежде всего в области нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов, конструирует и изготавливает сложные экспериментальные устройства, в том числе для проведения реакторных испытаний, развивает константное обеспечение своей деятельности и базы данных по нейтронным взаимодействиям, ядерной физике, теплогидравлике, радиационной защите.

Указанные направления и виды НИОКР, выполняемые АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», полностью соответствуют задачам Госкорпорации «Росатом», сформулированным в документе «Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года (Стратегия–2021)», одобренном 11 апреля 2022 года Стратегическим советом Госкорпорации «Росатом».

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: ВЧЕРА И СЕГОДНЯ

1

РАЗДЕЛ



2022

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: ВЧЕРА И СЕГОДНЯ

Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт создан в 1946 г. во исполнение Постановления Совета Народных Комиссаров СССР (СНК СССР) от 19 декабря 1945 г. как Лаборатория «В» в составе 9-го Управления (Управление специальных институтов) НКВД СССР.

31 мая 1946 г. — издан первый приказ по Лаборатории «В» — этот день считается днём рождения организации.

1949 г. — Лаборатория «В» вошла в состав Первого главного управления (ПГУ) при Совете Министров СССР.

1953 г. — Лаборатория «В» вошла в состав в Министерства среднего машиностроения СССР.

26 июня 1954 г. — в Лаборатории «В» осуществлен энергетический пуск Первой в мире атомной электростанции — впервые промышленный электрический ток был получен от энергии атомного реактора. Первая в мире АЭС представляла собой электростанцию мощностью 5 МВт на основе реактора на тепловых нейтронах с водяным охлаждением и графитовым замедлителем. Реактор остановлен в 2002 г.

28 февраля 1956 г. — пущен экспериментальный реактор на быстрых нейтронах БР-2 мощностью 100 кВт на металлическом плутонии, охлаждаемый ртутью. БР-2 подтвердил правильность предположения о расширенном воспроизводстве топлива (измеренный коэффициент воспроизводства оказался примерно ~2,5) и способствовал окончательному выбору более эффективного теплоносителя — натрия. БР-2 стал первым действующим быстрым реактором в СССР и Европе.

8 марта 1956 г. — введена в действие ядерно-энергетическая установка 27/ВМ — наземный стенд-прототип ядерной энергетической установки атомной подводной лодки с реактором с водным охлаждением, мощность реактора — 70 МВт. Руководил пуском академик А. П. Александров; непосредственное участие принимал экипаж первой советской атомной подводной лодки К-3, проходивший стажировку в Лаборатории «В». Стенд представлял собой полномасштабные реакторный и турбинный отсеки подводной лодки с оборудованием.

23 декабря 1958 г. — в Лаборатории «В» в соответствии с приказом Министерства среднего машиностроения от 11 декабря 1958 г. была создана первая в отрасли лаборатория ядерной безопасности (ЛЯБ). ЛЯБ организована по инициативе И. В. Курчатова после нескольких аварий с тяжелыми последствиями, произошедших в Челябинске-40.

26 января 1959 г. — осуществлен физический пуск экспериментального реактора на быстрых нейтронах БР-5. 21 июля того же года он выведен на проектную мощность 5 МВт. Впервые в мировой практике на этом реакторе в качестве горючего была использована окись плутония и натрия в качестве теплоносителя.

12 марта 1959 г. — состоялся энергетический пуск ядерно-энергетической установки 27/ВТ мощностью 70 МВт — наземного стенда-прототипа реактора для атомных подводных лодок на промежуточных нейтронах с бериллиевым замедлителем и свинцово-висмутовым теплоносителем.

7 сентября 1960 г. — Лаборатория «В» переименована в Физико-энергетический институт.

30 июня 1961 г. — введен в строй стенд БФС-1 (Большой (Быстрый) Физический Стенд), предназначенный для моделирования активных зон быстрых реакторов тепловой мощностью до 1000 МВт. С вводом в эксплуатацию в 1971 году БФС-2 появилась

возможность моделирования реакторов на быстрых нейтронах практически любой мощности.

13 октября 1961 г. — осуществлен энергетический пуск реактора транспортируемой атомной электростанции малой мощности (ТЭС-3). Эта АЭС имела корпусной водородной реактор мощностью 1,5 МВт (эл.), размещалась на четырех самоходных гусеничных платформах (переделанных шасси тяжелых танков). В 1968 г. АЭС ТЭС-3 была представлена на Выставке достижений народного хозяйства в Москве в павильоне «Атомная энергия» и удостоена Диплома первой степени.

1964 г. — введен в эксплуатацию первый блок Белоярской АЭС мощностью 100 МВт. Работы по тепловым реакторам для Белоярской АЭС (реакторы получили название АМБ) проводились в Лаборатории «В» в 1955 — 1964 гг. Реакторы АМБ представляли развитие канальных уран-графитовых реакторов по типу реактора АМ, установленного на Первой в мире АЭС. В 1967 г. пущен второй блок мощностью 200 МВт. В истории мировой атомной энергетики реакторы АМБ остались первым и единственным примером разработки и эксплуатации установок с ядерным перегревом пара.

29 июля 1966 г. — вышел Указ Президиума Верховного Совета СССР о награждении Физико-энергетического института Орденом Трудового Красного Знамени за успехи в развитии атомной науки и техники.

3 октября 1970 г. — выведена в космос первая бортовая ядерно-энергетическая установка с термоэлектрическим преобразованием энергии БУК в составе спутника «Космос-367».

В 1971 — 1988 гг. установки БУК штатно эксплуатировались в космосе на спутниках. Работы по созданию космических ЯЭУ с прямым преобразованием энергии велись в ФЭИ с 1956 г.

1971 г. — В декабре принята в эксплуатацию опытная крейсерская подводная лодка К-64 (проекты 705, 705К) с реактором на теплоносителе свинец-висмут, созданном под научным руководством ФЭИ.

16 июля 1973 г. — в г. Шевченко Казахской ССР осуществлен энергетический пуск реактора БН-350. Его сооружение было начато в 1964 г. под научным руководством Физико-энергетического института.

11 января 1974 г. — введен в эксплуатацию первый блок Билибинской АТЭЦ на Чукотке, разработанный под научным руководством ФЭИ.

8 апреля 1980 г. — под научным руководством ФЭИ осуществлен энергетический пуск реактора БН-600, который стал третьим энергоблоком Белоярской АЭС (г. Заречный Свердловской обл.). Реактор БН-600 — первый и единственный в мире быстрый реактор, успешно работающий в коммерческом режиме с 1980 г., входит в число пятидесяти лучших энергоблоков мира.

7 июня 1984 г. — Указом Президиума Верховного Совета СССР Физико-энергетический институт награжден орденом Октябрьской революции за успехи в развитии атомной науки и техники.

2 февраля 1987 г. — первый летный образец с термоэмиссионным преобразованием энергии ЯЭУ ТОПАЗ запущен в космос в качестве бортового источника электропитания на спутнике «Космос-1818». Установка проработала около полугода до исчерпания запаса цезия. Второй образец ТОПАЗ запущен на орбиту 10 июля 1987 г. и проработал около года. Эти летные испытания стали первыми и единственными в мире испытаниями ЯЭУ термоэмиссионного типа.

29 марта 1994 г. — Постановлением Правительства Российской Федерации Физико-энергетическому институту присвоен статус Государственного научного центра Российской Федерации. 22 марта 1996 г. присвоено имя А. И. Лейпунского.

1 июля 1996 г. — сдан в эксплуатацию ядерно-лазерный стенд «Б» с импульсным двузонным реактором «Барс-6» — первый атомный реактор в Российской Федерации (после распада СССР).

2010 г. — активное участие в работах по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения» (ФЦП ЯЭНП), осуществляя научное руководство созданием энергоблока быстрого реактора БН-1200.

31 декабря 2014 г. — Государственное унитарное предприятие «ГНЦ РФ – ФЭИ имени академика А. И. Лейпунского» преобразовано в Акционерное общество «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А. И. Лейпунского».

10 декабря 2015 г. — в энергосистему Урала был включен реактор БН-800, созданный под научным руководством АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

В октябре 2016 г. старейший американский журнал по энергетике POWER присудил четвертому энергоблоку Белоярской АЭС с реактором БН-800 премию Power Awards за 2016 г. в номинации «Лучшие станции».

2018 г. — официальное признание научного открытия «Явление фазового превращения аморфного мелкодисперсного углерода в графен/графеноподобную структуру, интеркалированную цезием, в среде низкотемпературной газоразрядной цезиевой плазмы», сделанного в содружестве с коллегами из Санкт-Петербургского Горного университета.

2019 г. — зарегистрировано открытие № 518, сделанное сотрудниками АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», «Закономерность распределения жидкости на выходе из проточных частей раздающих коллекторных систем».

2021 г. — на крупнейшем в мире комплексе критических стендов БФС выполнены важнейшие задачи в обоснование создания двухкомпонентной ядерной энергетики России с быстрыми и тепловыми реакторами и замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ).

В рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» после технического перевооружения комплекса критических стендов БФС успешно завершена программа экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик модели реактора БН-800 с полномасштабной загрузкой ее активной зоны МОКС-топливом. Это необходимо для обоснования безопасности и подтверждения расчетных проектных параметров активной зоны реактора, а также для верификации расчетных кодов.

В 2021 году получено Регистрационное удостоверение на медицинское изделие Генератор рения-188 «ГРЕН-1» производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». На основании удостоверения, выданного в апреле 2021 года Федеральной службой по надзору в сфере здравоохранения (Росздравнадзор), генератор рения-188 «ГРЕН-1» допущен к обращению на территории России.

Важным достижением АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является зарегистрированное в октябре 2021 года научное открытие «Явление возникновения гидродинамической идентичности в раздающих коллекторных системах», относящееся к области гидродинамики. Научное открытие № 524 от 28.09.2021 стало ярким событием в биографии ученого Валерия Дельнова и большим успехом Физико-энергетического института.

В 2021 году АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» отметил 75-летие со дня основания. 31 мая в Доме Ученых г. Обнинска состоялось торжественное заседание Научно-технического совета

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», посвященное 75-летию со дня образования института. В мероприятии приняли участие руководители Научного дивизиона Госкорпорации «Росатом», областной и городской администрации.

В 2022 году начаты работы по созданию нового крупномасштабного стенда для отработки и испытаний оборудования для натриевых реакторов типа БН-1200.

Для замещения устаревшей базы исследовательских реакторов отрасли по предложению и под научным руководством АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разрабатывается и сооружается в АО «ГНЦ НИИАР» многофункциональный исследовательский комплекс МБИР, который через несколько лет придет на смену эксплуатируемому с 1969 года исследовательскому реактору БОР-60. В 2022 году АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработал для МБИР устройство, предназначенное для непрерывного измерения содержания кислорода в натриевом теплоносителе II контура и системы аварийного охлаждения, провел их экспериментальную отработку с целью обоснования работоспособности,

В рамках реализации государственных программ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» также принимает участие в разработке реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем, участвует в разработке смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива, проводит экспериментальные исследования по физическому обоснованию активных зон реакторов БРЕСТ-ОД-300, БР-1200 и БН-1200 на нитридном топливе.

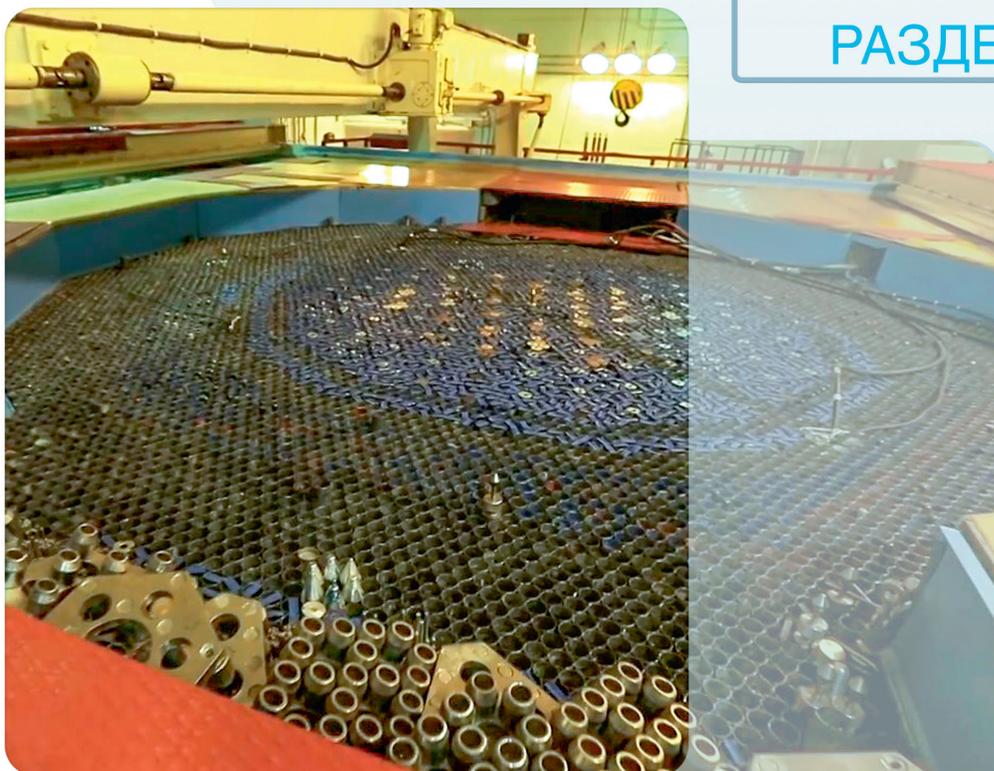
В конце 2022 года МРНЦ имени А. Ф. Цыба — филиал НМИЦ радиологии — получил лицензию на первую в мире ядерную аптеку, что позволит синтезировать любые доступные радиофармпрепараты в условиях Центра. Основным сырьем для аптеки является производимый в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» актиний-225. В 2022 году в результате оптимизации технологических процессов выделения и очистки сырьевого актиния-225 увеличены объемы годового производства до 0,9 Ки, что в настоящий момент составляет более 50 % мирового рынка. Разработан принципиально новый способ получения актиния фотоядерным способом.

За многолетний период научно-технической деятельности в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» сформировалось 10 научных школ мирового уровня. Почти все они ведут свое начало от созданной А. И. Лейпунским самой первой и выдающейся научной школы в области ядерной и реакторной физики и техники.

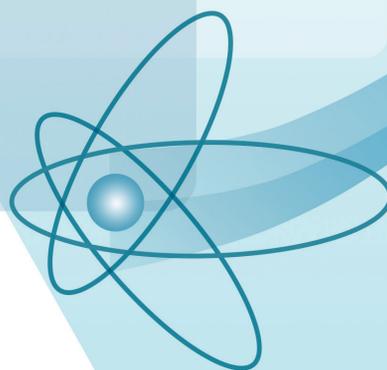
ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

РАЗДЕЛ

2



2022



ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Проведение экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик модели активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 на сборке БФС-88-2

Целью экспериментальных исследований, проведенных на критических сборках серии БФС-88-2 — модели реактора БРЕСТ-ОД-300, являлось изучение важных для проектирования активной зоны реактора ее интегральных и пространственных нейтронно-физических характеристик [1].

Программа экспериментов на модели реактора БРЕСТ-ОД-300 была начата с набора критической массы заданной конфигурации, и исходной критической сборкой в настоящих исследованиях стала сборка БФС-88-2Б. Впервые была собрана сборка со СНУП-топливом, содержащая ~10 т нитрида урана.

Критические сборки БФС-88-2Г-П и БФС-88-2Г характеризовались наличием вставки, моделирующей внутриреакторное хранилище (ВРХ) БРЕСТ-ОД-300, причем в случае БФС-88-2Г-П макеты ТВС в ВРХ отсутствовали, а в случае БФС-88-2Г в нем было размещено три макета ТВС со СНУП-топливом.

Система пассивной обратной связи (СПОС) моделировалась областью из 120 стержней свинцового отражателя, прилегающей непосредственно к активной зоне (рис. 1а), а ее эффективность определялась методом обратного умножения при порционном удалении свинца по высоте в группах входящих в нее стержней (табл. 1).

Таблица 1. Сводные данные по этапам измерений эффективности СПОС в 120 стержнях свинцового отражателя

Этап	Операция с материалами, составляющими стержень свинцового отражателя
1	Удаление 30 блочков UO_2 (сверху)
2	Удаление одного блока свинца (1-й ряд сверху)
3	Удаление одного блока свинца (2-й ряд сверху)
4	Удаление трех блоков свинца (3-й – 5-й ряды сверху)
5	Возврат на место всех извлеченных на этапах 1 – 4 материалов

Максимальный эффект реактивности полного удаления свинца в 120 стержнях свинцового отражателя составил $(-2,16 \pm 0,06)$ абсолютного значения эффективности стержня AP-1 стенда БФС-2.

Свинцовый пустотный эффект реактивности (СПЭР) измерялся методом обратного умножения в области, имеющей форму трапеции и простирающейся от центрального постоянного компенсатора реактивности до границы со свинцовым отражателем (рис. 1б), — всего 386 топливных стержней и 20 стержней макетов гильз СУЗ. Опустошение, как и последующее заполнение, осуществлялось в шесть этапов в направлении от центра к периферии.

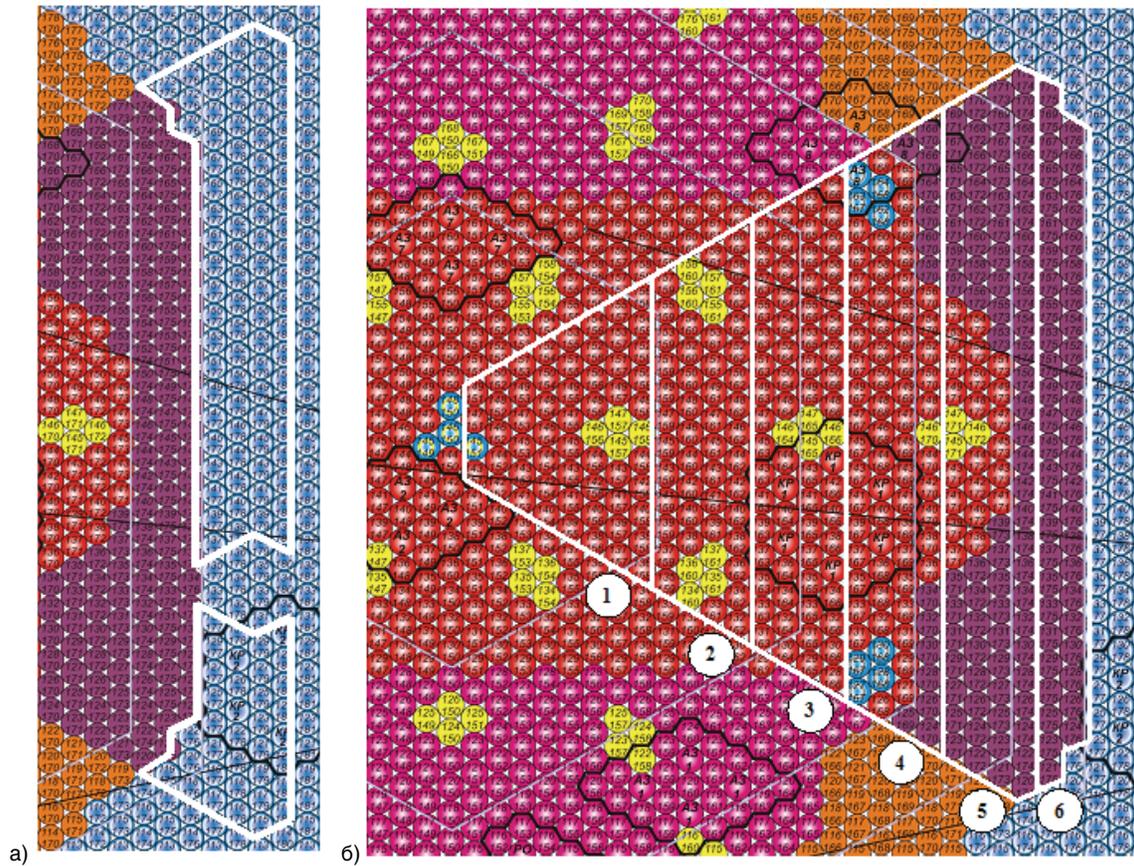


Рис. 1. Области измерения эффективности СПОР (а) и СПЭР (б)

Суммарный СПЭР в данной области составил $(+2,21 \pm 0,09)$ абсолютного значения эффективности стержня АР-1 стэнда БФС-2.

На всех сборках измерялись радиальные и высотные распределения скоростей реакций деления основных топливных нуклидов, позволяющие оценить степень искажения нейтронного поля вследствие вносимых в активную зону изменений (удаление свинца, формирование ВРХ, внесение ТВС в ВРХ). В качестве иллюстрации на рисунке 2 приведен один из вариантов полученных распределений скоростей реакций деления.

Методом калибровки малогабаритных камер деления (МКД) через тепловую колонну в трех точках на медианной плоскости сборок БФС-88-2Г-П и БФС-88-2Г измерены спектральные индексы F8/F5 и F9/F5 (табл. 2).

Таблица 2. Спектральные индексы, измеренные методом калибровки в тепловой колонне сборки БФС-88-2Г-П (нормировка на индекс F9/F5)

Индекс	(F9/F5)/(F9/F5)			(F8/F5)/(F9/F5)		
	Центральная область а.з.	Периферия а.з.	Стальной отражатель	Центральная область а.з.	Периферия а.з.	Стальной отражатель
Значение	1,000±0,012	1,000±0,012	1,000±0,012	0,0291±0,0005	0,0296±0,0005	0,0076±0,0002

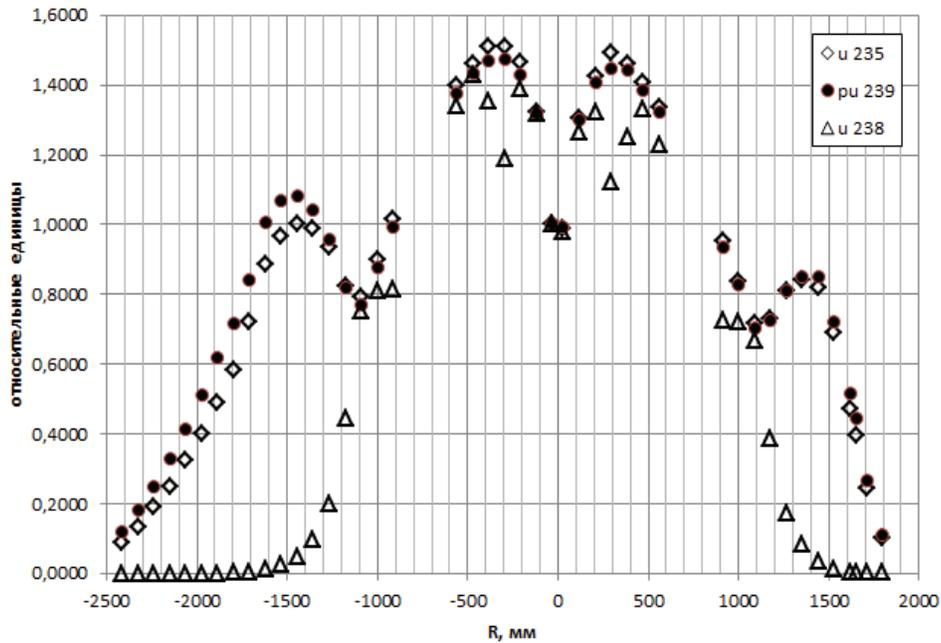


Рис. 2. Радиальные распределения скоростей реакций деления ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu в сборке БФС-88-2Г-П

При переходе от сборки БФС-88-2Г-П к сборке БФС-88-2Г измерена эффективность размещения макетов ТВС в ВРХ. Показано, что их установка никак не влияет на запас реактивности сборки.

Выполнена оценка чувствительности камеры деления КНТ-54 (потенциально пусковая камера БРЕСТ-ОД-300) к источнику нейтронов. Для этого были произведены измерения счетов камеры в двух вариантах: при неизменном положении камеры и изменяющемся положении источника нейтронов (1) и при неизменном положении источника нейтронов и изменяющемся положении камеры (2).

На медианной плоскости сборки БФС-88-2Г-П методом облучения термолюминесцентных детекторов измерено радиальное распределение мощности дозы фотонов. Методом активации при облучении в активной зоне измерены радиальные распределения активности детекторов $^{115}\text{In}(n, \gamma)$, $^{115}\text{In}(n, n')$, $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)$, $^{58}\text{Ni}(n, p)$, нержавеющей стали и урановых фольг. Схема размещения активационных и термолюминесцентных детекторов на картограмме БФС-88-2Г-П приведена на рисунке 3.

Методом абсолютных камер деления измерены отношения средних сечений деления ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{245}Cm по отношению к среднему сечению деления ^{239}Pu .

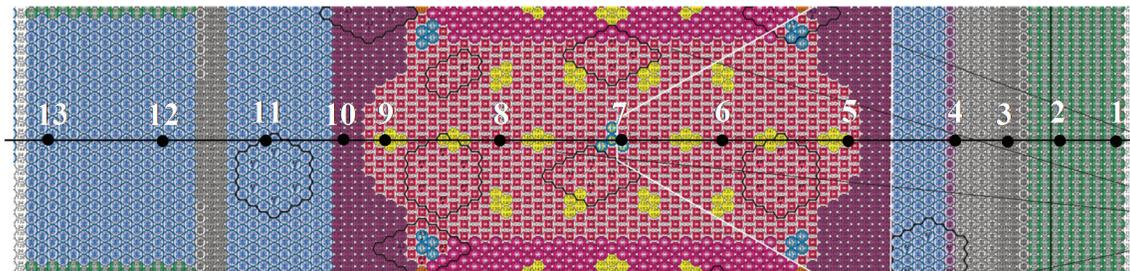


Рис. 3. Схема размещения активационных и термолюминесцентных детекторов на картограмме БФС-88-2Г-П

Методом псевдореактивности ^{252}Cf источника измерена эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Выполнена проверка работы измерительного канала АКСНД с «пусковой» камерой КНТ-54-1 на мощности 1 Вт. Подтверждена работоспособность канала при скорости счета на уровне десяти тысяч имп./с.

Некоторые из описанных выше экспериментов, в частности пространственные распределения скоростей реакций деления и отношения средних сечений деления, выполнены как в сборке в БФС-88-2Г-П, так и в сборке БФС-88-2Г. Для ряда других измеряемых параметров это не имело практического смысла, и они измерялись только в одном из вариантов сборки.

Подводя итоги, отметим, что на критической сборке БФС-88-2Б измерена эффективность СПОС и величина СПЭР. Показано, что СПЭР в рассматриваемом объеме и конфигурации имеет положительное значение.

На всей серии критическихборок БФС-88-2 в различных состояниях (со свинцом в активной зоне и без него, с ВРХ без макетов ТВС, ВРХ с макетами ТВС) измерены радиальные и высотные распределения скоростей реакций деления основных топливных нуклидов в диапазоне от внешней границы области. Сравнение измеренных радиальных распределений в сборках БФС-88-2Г-П и БФС-88-2Г для каждого из нуклидов указывает на наличие возмущения в распределении, вызванного загрузкой макетов ТВС в ВРХ. При этом скорость деления ^{235}U и ^{239}Pu в месте расположения макетов ТВС в ~ 4 раза выше в случае, когда макеты ТВС отсутствуют. Обратная тенденция отмечается для ^{238}U , однако она имеет место на фоне довольно низкой скорости деления в этой области. При переходе от сборки БФС-88-2Г-П к сборке БФС-88-2Г экспериментально показано, что внесение трех макетов ТВС в область, моделирующую ВРХ реактора, практически не приводит к изменению запаса реактивности сборки. Подтверждена работоспособность канала АКСНД с пусковой камерой КНТ-54-1 при скорости счета на уровне десяти тысяч имп./с.

Полученные экспериментальные результаты важны для верификации проектных кодов и обоснования решений, принимаемых для осуществления пусковых процедур реактора БРЕСТ-ОД-300.

Работа выполнялась в рамках Госконтракта, количественные результаты исследований предоставлены Заказчику.

Литература

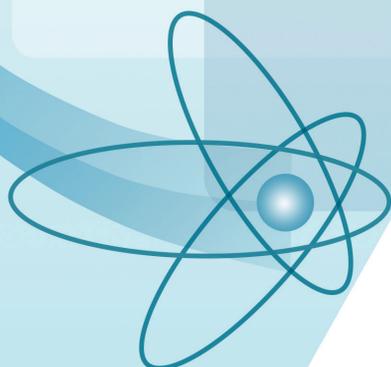
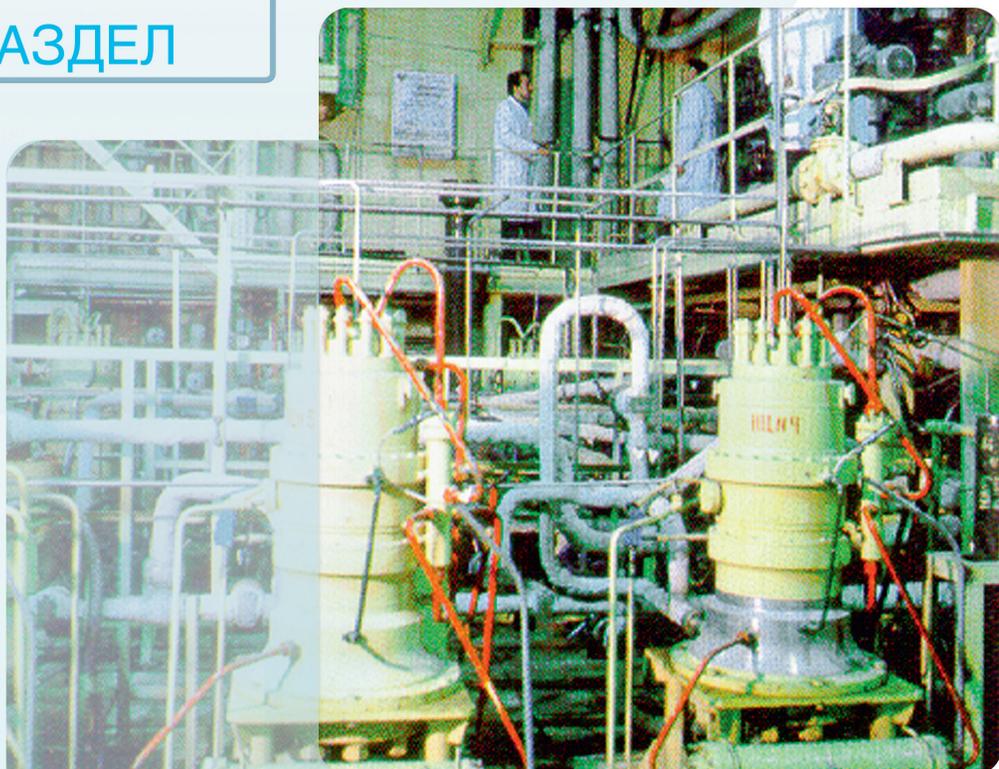
1. Казанский Ю.А., Дулин В.А., Зиновьев В.П. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. — М.: Атомиздат, 1977.

*С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, В. А. Дулин, В. В. Изотов,
Е. Н. Кузин, Г. М. Михайлов, В. В. Прищеп*

ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

3

РАЗДЕЛ



2022

ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Некоторые итоги испытаний узлов и оборудования на теплогидравлических стендах

Изготовление рабочего участка для испытаний узлов макетного образца системы контроля межконтурных течей в теплообменнике с подсистемой поверки

Проведен первый этап изготовления рабочего участка для испытаний узлов макетного образца системы контроля межконтурных течей в теплообменнике с подсистемой поверки.

Рабочий участок предназначен для испытаний узлов макетного образца системы контроля межконтурных течей многоцелевого быстрого исследовательского реактора на натриевом стенде с использованием модуля обратного парогенератора и подсистемы поверки.

Целью испытаний является экспериментальное подтверждение характеристик макетного образца системы контроля межконтурных течей при моделировании межконтурной течи «вода — натрий» в модуле обратного парогенератора.

Изготовление рабочего участка для испытаний опытного образца предохранительной натриевой мембраны

Проведен первый этап изготовления рабочего участка для испытаний опытного образца предохранительной натриевой мембраны. Рабочий участок предназначен для испытаний на натриевом стенде опытного образца устройства предохранительного мембранного многоцелевого быстрого исследовательского реактора. Устройство предохранительное мембранное предназначено для защиты оборудования натриевого контура от превышения давления.

Целью испытаний является экспериментальное подтверждение характеристик изделия требованиям технического задания в условиях, максимально приближенных к условиям реальной эксплуатации, а также проверка качества рабочей конструкторской документации и технических документов для принятия решения о пригодности документации в промышленном производстве.

Монтаж и проведение приемочных испытаний опытного образца предохранительной газовой мембраны

Проведен монтаж рабочего участка и проведены испытания на газодинамическом стенде газовой мембраны в составе опытного образца устройства предохранительного мембранного многоцелевого быстрого исследовательского реактора.

Целью испытаний являлось экспериментальное подтверждение характеристик изделия требованиям технического задания, а также проверка качества рабочей конструкторской документации и технических документов для принятия решения о пригодности документации в промышленном производстве.

Испытания проводились в соответствии с программой и методикой испытаний опытного образца устройства предохранительного мембранного, определяющей объем и порядок проведения предварительных и приемочных испытаний опытного образца устройства предохранительного мембранного УПМ-200-Г-МБИР для ИЯУ МБИР.

Испытания по определению коэффициента сопротивления

Был определен коэффициент сопротивления проточной части опытного образца устройства предохранительного мембранного. По результатам измерений выполнен расчет гидравлических характеристик проточной части опытного образца устройства предохранительного мембранного.

Испытания на термоциклирование

Испытания проведены на следующих режимах:

- нагрев с 20 °С до 250 °С со скоростью не более 30 °С /ч;
- охлаждение с 250 °С до 20 °С со скоростью не более 30 °С /ч;
- выдержка на установившейся температуре между режимами 30 мин.

После выполнения 5 циклов нагрева и охлаждения определялось давление срабатывания мембраны, и проводилась проверка герметичности относительно внешней среды мест уплотнений. Контроль режимов нагрева и охлаждения осуществлялся с использованием термодатчиков, установленных на корпусе и колпаке устройства. Проводился постоянный контроль температуры в помещении.

Испытания на температурные воздействия при нарушении нормальной эксплуатации

Проведены испытания на температурные воздействия при нарушении нормальной эксплуатации. Опытный образец испытывался при $P = 0,15$ МПа и $t = 250$ °С. Повышалась температура окружающей среды до 90 °С в зоне расположения испытуемого изделия и поддерживалась в течение 5 часов, после чего устройство охлаждалось до температуры 45 °С. После наработки цикла проводилась проверка герметичности изделия относительно внешней среды.

Испытания при рабочих параметрах

Проведены испытания на работоспособность образца УПМ-200-Г-МБИР при рабочих параметрах и температуре окружающей среды. Определялись давления срабатывания мембран:

– изделие нагревали до рабочей температуры 250 °С. Скорость нагрева не превышала выше 30 °С/ч. Температура среды на входе в изделие — (250 ± 10) °С. Изоляцию и электрообогрев изделия имитировали штатные системы ИЯУ МБИР.

– повышали давление испытательной среды до рабочего значения (0,15 МПа) со скоростью не более 0,01 МПа/с;

– выдерживали устройство при рабочей температуре и давлении в течение 1 ч;

– после достижения установившегося режима рабочих параметров поднимали давление со скоростью не более 0,01 МПа/с до разрыва мембраны. В процессе подъема давления постоянно регистрировали значения давления и температуры.

Испытания проводились 5 раз со случайно выбранными мембранами. Полностью сработавшая мембрана представлена на рисунке.

Проводился контроль герметичности фланцевого соединения колпака с корпусом, а также контроль герметичности мембранного узла.



Полностью сработавшая мембрана

Результаты испытаний

- Определено отклонение давления срабатывания мембраны от значения давления срабатывания, указанного в техническом задании.
- Выявлена негерметичность мембранного узла.
- Выявлена негерметичность корпуса устройства предохранительного к внешней среде.
- Определено неполное раскрытие проходного сечения мембраны.
- Выявлено разрушение режущей кромки ножей.

Разработка КД и изготовление установки для проведения исследований с расплавами стали и имитаторами кориума

Общей целью работ являлись разработка конструкторской документации и изготовление установки для проведения исследований с расплавами стали и имитаторами кориума.

В ходе выполнения работ была разработана программа и методика экспериментального моделирования проплавления чехлов при тяжелых авариях установок с натриевым теплоносителем. Программа и методика включают экспериментальные исследования проплавления пластины из экспериментальной стали модели межпакетного зазора, охлаждаемой натрием при заданной температуре, в условиях ее контакта с перегретыми расплавами стали и расплавами имитаторов кориума. Содержание легирующих компонентов подбирается экспериментально таким образом, чтобы температура расплава в зоне контакта с моделью межпакетного зазора лежала в определенном температурном диапазоне. Эксперименты с расплавами стали и имитаторами кориума выполняются при варьировании массы расплава для стали и кориума от 24 до 48 кг. Вторым варьируемым параметром является расход натрия через модель межпакетного зазора. Целевым параметром, определяемым при экспериментальных исследованиях, является время от начала контакта расплава стали с моделью межпакетного зазора до его проплавления.

Измерение параметров процессов, сопутствующих проплавлению, производится с использованием первичных датчиков в составе системы измерения экспериментальных параметров и при постэкспериментальных исследованиях. Расчетными параметрами являются коэффициенты теплоотдачи от расплава к стенке чехла сборки при заданных температуре расплава и условиях теплосъема с внешней поверхности чехла.

Разработано техническое задание на конструкторскую документацию (КД) установки для проведения исследований с расплавами стали и имитаторами кориума и выпущена КД на установку с учетом адаптации ее к системам и инфраструктуре натриевого стенда.

Проведены экспериментальные исследования в обоснование транспорта расплава с использованием высокотемпературных расплавов продуктов алюмотермитной реакции. Предварительные результаты свидетельствуют о работоспособности одного из наиболее важных узлов установки — керамической камеры. Подтверждена полная сепарация расплава на металлическую и керамическую фазы, показано заполнение экспериментального зазора расплавом стали и практически полное расплавление макета межпакетного зазора. В эксперименте моделировался полностью осушенный по натрию межпакетный зазор.

Испытания модели герметичного электродвигателя на натрии. Анализ результатов

Целью испытаний являлось подтверждение характеристик модели герметичного электродвигателя, подтверждение правильности выбора технических решений при построении элементов привода, определение характеристик модели при работе в натриевом стенде.

Модернизированная система КИПиА стенда и участка рабочего по испытанию модели герметичного электродвигателя обеспечила надежный и качественный контроль технологических параметров, а также сбор экспериментальных данных в полном объеме. Автоматическое регулирование электрообогрева как натриевого контура, так и контура хладагента модели герметичного электродвигателя осуществлялось с требуемыми скоростями и точностью.

Проведенные монтажные операции и установленные режимы обеспечили требуемые параметры по циркуляции натрия и хладагента для проведения испытаний модели герметичного электродвигателя.

Проведенные работы показали работоспособность модели и вновь испытываемых систем силового регулирования мощности модели герметичного электродвигателя.

Изготовление рабочего участка стенда для испытаний на натрии масштабной модели радиально-осевого подшипника натриевого насоса

Целью работы было изготовление участка рабочего стенда для испытаний на натрии масштабной модели радиально-осевого подшипника натриевого насоса. Радиально-осевой подшипник предназначен для осуществления центрирования и удержания вала ротора герметичного электродвигателя натриевого насоса.

Был выполнен первый этап изготовления рабочего участка стенда для испытаний на натрии масштабной модели радиально-осевого подшипника натриевого насоса.

Н. С. Ганичев

Обобщение экспериментальных данных по профилям скорости и температуры при ламинарной и смешанной конвекции

Процесс переноса импульса и энергии в условиях смешанной конвекции имеет важное практическое значение при решении большого круга прикладных инженерных задач в атомной энергетике. У конструктора реакторной установки при практическом решении задач отвода остаточного тепловыделения посредством специального устройства «система аварийного отвода тепла» (САОТ) возникает большое количество конкретных вопросов, ответ на которые получают путем расчетных и экспериментальных исследований для различных режимов работы системы. При этом есть необходимость уточнения и обобщения экспериментальных данных по профилям скорости и температуры, что позволит проверить качество расчетных кодов и понять физику конвективного отвода тепла.

Термогравитационные силы обуславливают изменения полей скорости и температуры, а как следствие — и интенсивность теплоотдачи от поверхности теплосъема. На рис. 1 схематично иллюстрируется течение при $T_w > T_\infty$, исследованное в работе [1].

Обзор результатов экспериментальных исследований ламинарного пограничного слоя при смешанной конвекции вблизи изотермической поверхности показывает, что необходимо одновременное проведение измерений распределения скорости и температуры для случаев, способствующих и препятствующих развитию термогравитации. Измерения скорости и температуры выполнялись на воздухе одним и тем же датчиком термоанемометра DISA. Точность измерения температуры составляла $0,1\text{ }^\circ\text{C}$, а точность измерения скорости — $2-8\%$. Профили скорости и температуры, измеренные для случая, способствующего термогравитации [1], приведены на рис. 2 а, б.

Закономерности изменения безразмерной скорости U/U_∞ от безразмерной координаты

$\eta = \mathcal{Y} \left(\frac{U_\infty}{\nu \cdot x} \right)^{1/2}$ характеризуются рядом особенностей.

Так, в диапазоне изменения параметра смешанной конвекции $1,88 \leq \xi \leq 16,021$, скорость изменяется от нуля на стенке до максимального значения U_{\max}/U_∞ на некотором расстоянии η_{\max} по нормали к поверхности. Здесь следует отметить, что параметр смешанной конвекции ξ по принятой терминологии — это число Ричардсона ($\xi = Gr_x / Re_x^2 = Ri_x$).

Дальше, при удалении от поверхности, скорость уменьшается от максимального значения U/U_∞ до 1 при $\eta > 4$, а при значениях числа Ричардсона $Ri_x < 1,884$

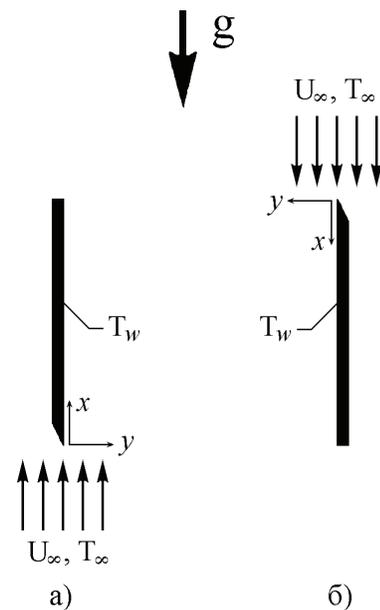


Рис. 1. Схемы течений ($T_w > T_\infty$):
а) способствующая термогравитации;
б) препятствующая термогравитации

закономерность распределения скорости для режима смешанной конвекции переходит к закономерности для режима чисто вынужденной конвекции.

Распределение безразмерной температуры $\theta(\eta)$ в исследованном диапазоне изменения параметра смешанной конвекции ξ аналогично закономерностям в режиме чисто свободной ламинарной конвекции.

В работе [1] также проведен расчетный анализ распределений скорости и температуры для различных значений параметра смешанной конвекции ξ . При этом основные уравнения решены методом конечных разностей. На рис. 2 а, б выполнено сопоставление измеренных и расчетных распределений скорости и температуры.

Измеренные распределения скорости и температуры хорошо согласуются с расчетными. Но при этом согласие для измеренных и расчетных распределений температуры оказывается лучше, чем для распределений скорости.

При анализе распределений скорости и температуры за характерные масштабы приняты координаты особой точки. В закономерностях $U/U_\infty = f(\eta)$ (рис. 2 а, б) для различных значений ξ имеется характерная точка, в которой продольная скорость достигает максимального значения U_{\max} с соответствующей координатой y_{\max} . Эта точка делит поток вдоль вертикальной пластины на две зоны: внутреннюю, прилегающую к стенке ($y \leq y_{\max}$), и внешнюю, расположенную за максимумом скорости ($y \geq y_{\max}$).

На рис. 3 экспериментальные данные [1] представлены в новой системе координат, т. е. $U/U_{\max} = f(y/y_{\max})$.

Видно, что точки (данные экспериментов для различных значений параметра смешанной конвекции) в диапазоне $y \leq y_{\max}$ группируются вокруг известной зависимости:

$$U/U_{\max} = y/y_{\max} [2 - y/y_{\max}]. \quad (1)$$

В зоне $y/y_{\max} > 1$ наблюдается расслоение в закономерностях распределения безразмерной скорости пропорционально величине параметра смешанной конвекции ξ (Ri_x).

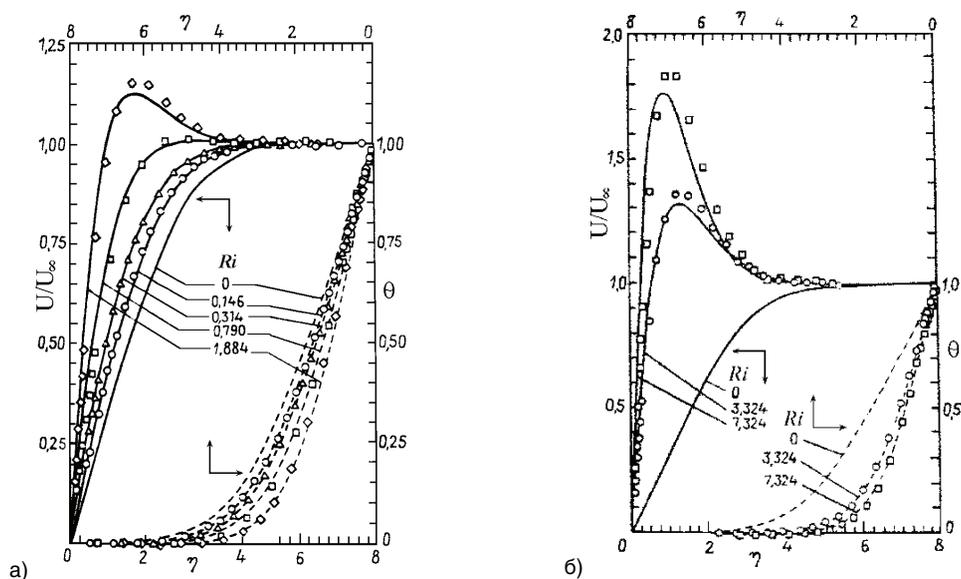


Рис. 2. Распределение скорости и температуры для случая, способствующего термогравитации при различных значениях параметра смешанной конвекции

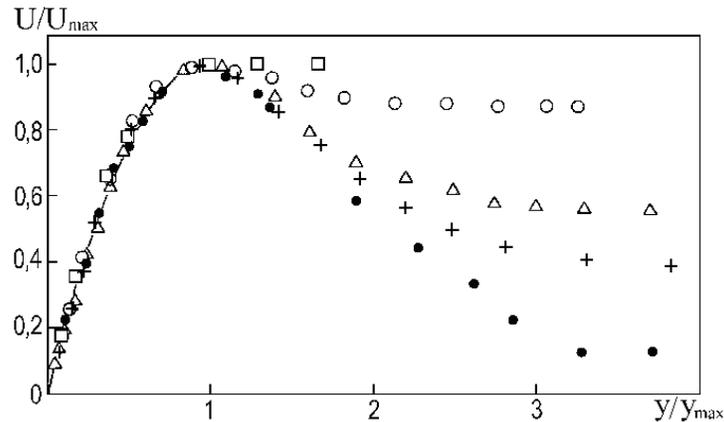


Рис. 3. Безразмерный профиль скорости $U/U_{\max} = f(y/y_{\max})$ при различных значениях параметра смешанной конвекции Ri_x : \square – 0,79; \circ – 1,884; \triangle – 7,324; $+$ – 11,396; \bullet – 16,021

Непосредственно по экспериментальным данным [1] определить значения U_{\max} и y_{\max} не возможно. Находим $(U/U_{\infty})^{\max} = \frac{U_{\max}}{U_{\infty}}$. Поскольку в [1] нет данных по U_{∞} , то рассуждения о U_{\max} могут быть относительны. Наша обработка данных [1] показывает, что $U_{\max}/U_{\infty} \sim Ri_x^{1/3}$. Координату y_{\max} можно определить по значению η_{\max} . В безразмерном виде $\eta/\eta_{\max} = y/y_{\max}$, так как в этом случае параметр $\frac{U}{v_x} = \text{const}$.

Связь безразмерной координаты η_{\max} с параметром смешанной конвекции Ri_x определяется зависимостью:

$$\eta_{\max} = 2,3 Ri_x^{-1/3}. \quad (2)$$

Распределение скорости в области $y/y_{\max} > 1$ отражает зависимость:

$$U/U_{\max} = 1 - \frac{H}{K} y^* [2 - y^*/K]. \quad (3)$$

где $y^* = y/y_{\max} - 1$, H , K — коэффициенты, значения которых определено по результатам экспериментов [1]:

$$H = 0,224 \ln Ri_x - 0,01, \quad (4)$$

$$K = 0,53 \ln Ri_x + 1,26. \quad (5)$$

На рис. 4 показано сравнение экспериментальных данных [1] с результатами расчетов по обобщающие зависимости (1). Этот рисунок показывает, что измеренные распределения скорости [1] достаточно хорошо согласуются с обобщающими зависимостями, полученными в данной работе. Профили температуры (рис. 2 а, б) в режиме смешанной конвекции по характеру изменения имеют ту же закономерность, что и распределения в режиме чисто свободной конвекции.

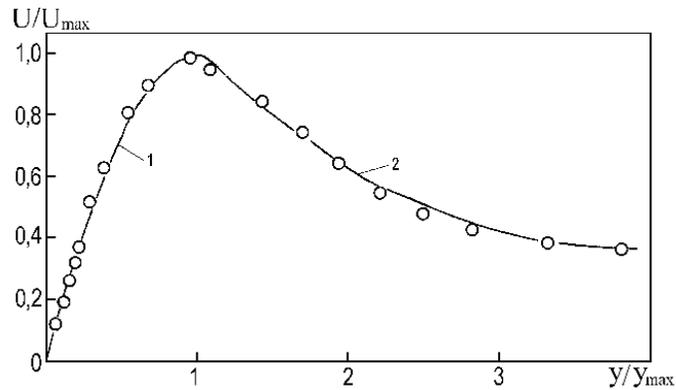


Рис. 4. Безразмерный профиль скорости $U/U_{\max} = f(y/y_{\max})$, $Ri_x = 16,021$:
 ○ – эксперимент [1]; 1 – расчет по (1); 2 – расчет по (3)

Экспериментальные данные по распределению температуры [1] обобщаются следующей зависимостью:

$$\theta = \exp\left[-(y/c)^{5/4}\right]. \quad (6)$$

На рис. 5 представлена безразмерная температура в функции безразмерной координаты y/c по нормали к поверхности, где c – значение y в характерной точке.

В диапазоне изменения параметра смешанной конвекции $0,15 < Ri_x < 16$ значение характерной координаты c можно оценить по следующей формуле:

$$c = 1,83 Ri_x^{-1/4}. \quad (7)$$

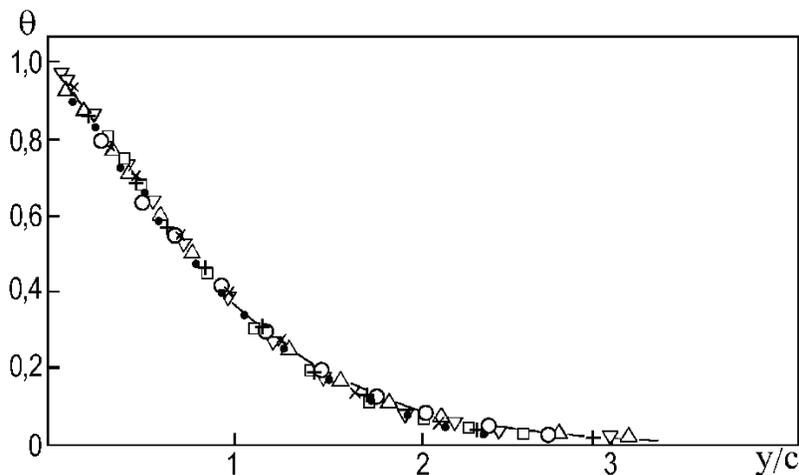


Рис. 5. Безразмерный профиль температуры $\theta = f(y/c)$ при различных значениях параметра смешанной конвекции Ri_x : ○ – 16,021; △ – 11,396; □ – 7,324; ▽ – 3,324; + – 1,884; × – 0,79; ● – 0,314; — — — — — расчет по (6)

Таким образом, путем анализа экспериментальных данных [1] по ламинарному и смешанному конвективному течению воздуха вдоль изотермической обогреваемой вертикальной поверхности в случае, способствующем термогравитации, получены

обобщающие зависимости по профилям скорости и температуры. Эти зависимости могут быть использованы для проведения дальнейшего анализа физики процессов при течении в режиме смешанной конвекции вдоль вертикальной теплообменной поверхности.

Список обозначений

T	–	температура, °С;
θ	–	безразмерная температура;
U	–	скорость, см/с;
x	–	расстояние от кромки поверхности, см;
y	–	расстояние, см;
ρ	–	плотность, кг/м ³ ;
ν	–	кинематическая вязкость, м ² /с;
g	–	ускорение силы тяжести, м/с ² ;
β	–	коэффициент объемного расширения
η	–	безразмерная координата
$\xi = Gr_x / Re_x^2$	–	параметр смешанной конвекции;
$\theta = (T - T_\infty) / (T_w - T_\infty)$	–	безразмерная температура;
$Gr_x = g\beta(T_w - T_\infty)x^3/\nu^2$	–	местное число Грасгофа;
$Ri_x = Gr_x / Re_x^2$	–	число Ричардсона;
$Re_x = U_\infty x/\nu$	–	число Рейнольдса.

Индексы:

w	–	стенка пластины;
∞	–	окружающие условия;
x	–	местное значение.

Литература

1. Рамачандран, Армали, Чжень. Экспериментальное и расчетное исследования ламинарного смешанно-конвективного течения вдоль вертикальной поверхности // Теплопередача. — 1985. — Т. 107. — № 3. — С. 127.

Н. А. Денисова, А. П. Сорокин

Гидродинамика и теплообмен в ТВС активной зоны быстрых реакторов со спиральными проволочными навивками на твэлах

В практике реакторостроения для предотвращения прогибов твэлов активных зон и экранов быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением применяется дистанционирование твэлов навивкой спиральных ребер на оболочки.

В результате выполненного в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» большого объема общефизических и прикладных исследований получены данные не только по физике, но и характеристикам теплогидравлических процессов в активной зоне быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями для различных типов спирального проволочного дистанционирования твэлов, замыкающим коэффициентам для расчетных методик. Исследования носят комплексный характер [1].

На всех этапах исследований большое внимание уделялось методикам и технике измерений, включая разработку уникальных датчиков скорости, расхода, давления, уровня, температуры и др. С использованием разработанных методов и экспериментального оборудования получены экспериментальные данные по полям скорости и температурным режимам на моделях ТВС быстрых реакторов с закруткой потока теплоносителя в ТВС.

Разработана расчетная методика и проведены теплогидравлические расчеты ТВС, характеризующие воздействие вихревой закрутки потока дистанционирующими проволочными навивками на температурный режим ТВС быстрых реакторов для различных условий работы.

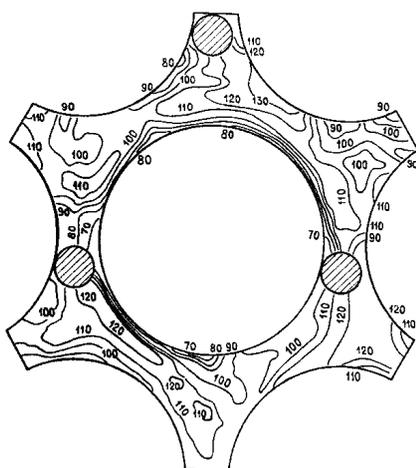


Рис. 1. Распределение скорости теплоносителя в группе ячеек с дистанционирующей проволочной навивкой «ребро по оболочке»

Поле скорости в ТВС

Результаты экспериментальных гидродинамических исследований поля скорости при продольном обтекании пучков твэлов с дистанционирующей спиральной проволочной навивкой типа «ребро по оболочке» указывают на вихревую закрутку потока теплоносителя по винту вокруг твэлов, в результате чего возникает сложное пространственное течение теплоносителя в ТВС, обусловленное существенным влиянием закрутки потока на распределение скорости в поперечных сечениях в каналах пучка (рис. 1), с поперечным переносом массы теплоносителя через зазоры между твэлами, подчиняющимся во внутренней области пучка твэлов периодическому закону (рис. 2).

Межканальное перемешивание

Экспериментальные данные различных авторов для поперечной компоненты скорости в зазорах между твэлами показывают, что преобладающей является первая гармоника разложения в ряд Фурье

$$W_{ie} = W_{ie}^{\max} \sin \left(2\pi \frac{z}{h} + \varphi_{ie}^0 \right). \quad (1)$$

Локальный коэффициент конвективного межканального обмена массой, представляющий собой поток массы из i -го в j -й канал через единицу длины зазора, отнесенный к продольному расходу теплоносителя в канале, с достаточной точностью описывается одной гармоникой:

$$\mu_{ij}^M(\varphi_{ij}) = \left(\frac{G_{ij}}{G_L} \right) \mu_{ij}^{M\max} \sin \varphi_{ij}, \quad (2)$$

где $\varphi_{ij} = \frac{2\pi z}{h} - \alpha_{ij}$ (α_{ij} – фаза вхождения проволочной навивки в j -ю ячейку из i -й ячейки).

Амплитуда $\mu_{ij}^{M\max}$, $[M^{-1}]$, рассчитывается по формуле:

$$\mu_{ij}^{M\max} = \left(\frac{1,047}{h} \right) \Phi^\Gamma(s/d) \Psi(Re), \quad (3)$$

где

$$\Phi^\Gamma(s/d) = 2,57(s/d) - 3,57e^{-119(s/d-1)^{2,12}} + 1, \quad (4)$$

$$1,01 \leq s/d \leq 1,4; \quad 2 \leq h/d \leq 50,$$

$$\Psi(Re) = 1,087 - 0,754e^{-0,132 \cdot 10^{-3} Re}, \quad (5)$$

$$2 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2 \cdot 10^5.$$

Среднее по длине зазора значение коэффициента межканального обмена, рассчитанное с использованием (5) – (8), составляет ($z \geq h$):

$$\mu_k^M = \frac{1,047}{\pi h} \Phi^\Gamma(s/d) \Psi(Re). \quad (6)$$

Погрешность формулы (6) по данным составляет $\pm 10\%$.

Функция $\Phi^\Gamma(s/d) = 3\mu_{\text{конв}}^M h$ представляет собой средний по длине (для $Re=16500$) коэффициент перемешивания (из расчета на три зазора), умноженный на шаг навивки.

При переносе массы (обмене массой) между каналами в сборке твэлов одновременно также происходит перенос импульса и энергии (тепла). Коэффициенты обмена теплом (или импульсом) показывают, какую долю поперечный поток тепла (или импульса) составляет от разности тепло-содержаний (или количества движения) в смежных каналах:

$$\mu_{\text{конв}}^T = \frac{Q_{ij}}{G \Delta z (\bar{h}_i - \bar{h}_j)}, \quad (7)$$

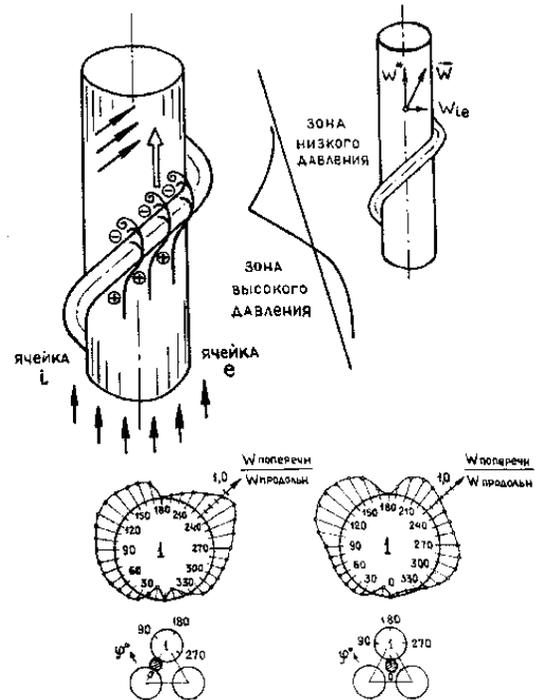


Рис. 2. Схематическое изображение обтекания потоком теплоносителя дистанционирующей навивки и относительное значение поперечной составляющей скорости в области навивки

где $\overline{h}_i, \overline{h}_j$ — средние значения теплосодержания (энтальпии) теплоносителя в смежных ячейках пучка.

Экспериментальные исследования межканального обмена теплом, выполненные методом теплового следа при обогреве центрального стержня, с измерением температуры в ячейках с использованием подвижных термопар, расположенных внутри трубок, показали, что локальный коэффициент межканального обмена теплом определяется соотношением:

$$\mu_{\text{конв } ij}^T = \frac{Q_{ij}}{\rho [(W_i + W_j) / 2] h^* \bar{\omega}} \cong \beta \mu_{\text{конв } ij}^M \left(\varphi_{ij} - \frac{\pi}{3} \right), \quad (8)$$

где $\beta \approx 0,7$; h^* — энтальпия в канале-доноре.

С физической точки зрения это означает, что эффект вынужденного межканального обмена определяется переносом массы теплоносителя из центральной части одного канала в сечении $z - h/6$ в центральную часть другого канала в сечении z .

Соотношение для интегрального коэффициента конвективного межканального обмена теплом имеет вид:

$$\mu_{\text{конв}}^T = \frac{\int_0^{2\pi} Q_{ij} d\alpha}{\rho [(W_i + W_j) / 2] (h_i - h_j) \bar{\omega}}, \quad (9)$$

$$\mu_{\text{конв}}^T = (\mu_{\text{конв } ij}^T)^{\text{max}} / \pi = \beta \mu_{\text{конв}}^M = \frac{\beta}{3h} \Phi^{\Gamma}(s/d) \Psi(\text{Re}).$$

Коэффициент неэквивалентности между переносом тепла и массы (β) может быть рассчитан исходя из модели мольного конвективного обмена.

Значения коэффициентов неэквивалентности переноса импульса и массы, тепла и массы, рассчитанные с использованием мольной модели межканального конвективного обмена, согласуются с данными экспериментов и составляют $\sim 0,7$.

Таким образом, для инженерных расчетов можно использовать следующие соотношения:

$$\mu_{\text{конв}}^{\Gamma} = 0,7 \mu_{\text{конв}}^M, \quad \mu_{\text{конв}}^T = 0,7 \mu_{\text{конв}}^M, \quad [1/\text{M}]. \quad (10)$$

Исследования конвективного межканального обмена массой при дистанционировании твэлов навивками типа «ребро по ребру» с использованием электромагнитного метода измерений подтвердили представления об однонаправленном продольно-поперечном движении теплоносителя по каждому из стержней.

Коэффициенты межканального обмена массой, импульсом и теплом при оребрении твэлов проволочной навивкой «ребро по телу» оказались более высокими, чем для твэлов с ребрами, касающимися друг друга («ребро по ребру»):

$$\mu_{\text{конв}}^{\Gamma} \cong \frac{1}{3h} \left\{ 3,75x - 3,19 \exp \left[-1100 (x-1)^4 \right] - 0,64 \right\} \Psi(\text{Re}), \quad (11)$$

$$1,01 \leq x \leq 1,4; \quad 5 \leq h/d \leq 65; \quad 5 \cdot 10^3 \leq \text{Re} \leq 10^5.$$

Гидравлическое сопротивление в пучках стержней со спиральными навивками

Закрутка потока теплоносителя, интенсивный поперечный конвективный обмен и вихреобразование, обусловленные воздействием проволочного дистанционирования, приводят к увеличению гидравлического сопротивления, которое определяется не только относительным шагом решетки и числом Рейнольдса, но и относительным шагом навивки (h/d).

Для ламинарного режима течения коэффициент гидравлического сопротивления для пучков оребренных стержней типа «ребро по оболочке» может быть рассчитан по формуле:

$$\lambda_p = \frac{64}{\text{Re}} \left(0,407 + 2,0\sqrt{(s/d)-1} \left[1 + \frac{17,0((s/d)-1)}{(h/d)} \right] \right), \quad (12)$$

$$1,125 \leq s/d \leq 1,417; 10^2 \leq \text{Re} \leq 2 \cdot 10^3; 8,3 \leq h/d \leq 50.$$

Для турбулентного режима течения проведенный авторами анализ имеющихся экспериментальных данных показал, что в треугольных решетках твэлов быстрых реакторов при проволочной навивке «ребро по оболочке» коэффициент гидравлического сопротивления описывается эмпирической формулой:

$$\lambda_p = \frac{0,210}{\text{Re}^{0,25}} \left\{ 1 + \frac{124}{(h/d)^{1,65}} [1,78 + 1,485(x-1)](x-1) \right\}, \quad (13)$$

$$1,0 \leq x \leq 1,5; 10^4 \leq \text{Re} \leq 2 \cdot 10^5; 8,0 \leq h/d \leq 50.$$

Температурное поле в ТВС активной зоны

Эксперименты для ТВС в периферийной области активной зоны реактора типа БН-600 с относительным шагом решетки твэлов 1,185 показали (рис. 3), что распределение подогрева на выходе из участка обогрева в центральной области ТВС следует за распределением энерговыделения имитаторов твэлов в модели. На периферии наблюдается недогрев теплоносителя. Общая неравномерность подогрева оказывается ниже, чем неравномерность энерговыделения.

Расчеты, выполненные в рамках эффективной модели межканального обмена в ТВС, дают средние значения температуры для соответствующих дорожек. Наблюдается удовлетворительное согласие между расчетом и экспериментом. На рис. 3 показано, что наибольший эффект выравнивания наблюдается при разнонаправленном по рядам твэлов винтовом проволочном дистанционировании.

При теплогидравлическом расчете активной зоны реактора поканальным методом (аналог метода сосредоточенных параметров) температурное поле в области активной зоны (или в крайнем случае в области ТВС) рассматривается с детализацией на уровне индивидуальных твэлов. Он заключается в решении системы уравнений макропереноса массы, импульса и энтальпии, записанных для каждого из элементарных каналов ТВС. Это эффективный метод, а вместе с тем не требующий использования сверхмощных компьютеров. Как показано на рис. 4, результаты расчетов по коду МИФ, разработанному в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными Markley R.A., Engel F.C. из США. Сопоставление расчета по кодам COTEC, COBRA-IV и SUPERENERGY с экспериментом Markley R.A., Engel F.C., указывает на существенное их различие.

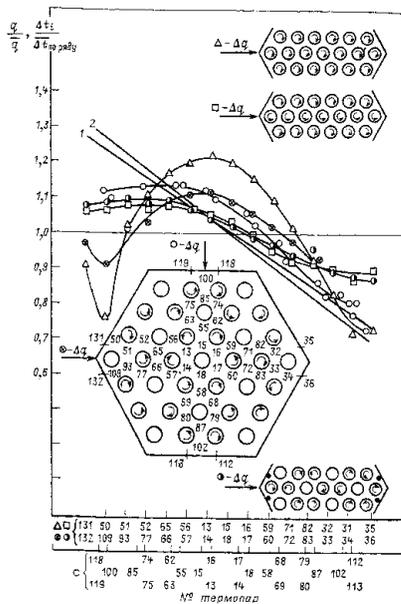


Рис. 3. Изменение относительного подогрева теплоносителя (символы) и энерговыделения (линии 1 и 2) по рядам ячеек модельных ТВС (без вытеснителей и с вытеснителями) для разных направлений градиента энерговыделения (Δq) и различных способов винтового твэлов: 1 – градиент энерговыделения направлен по диагонали чехла; 2 – градиент энерговыделения направлен от грани к грани чехла (символы соответствуют вариантам оребрения, представленным на схемах)

Заключение

Проведенные гидродинамические и тепловые исследования показали, что вследствие вихревой закрутки потока теплоносителя спиральными проволочными навивками на твэлах в ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями происходит интенсивный поперечный обмен массой, импульсом и энергией между каналами. Возникающее вихревое движение теплоносителя вследствие закрутки потока вызывает эффективное выравнивающее воздействие на локальные неравномерности полей скорости и температуры в ТВС реакторов (горячие пятна, периферийная область ТВС и т. д.). Проведенные экспериментальные и расчетные исследования на основе поканального метода теплогидравлического расчета в ТВС и программы МИФ показали, что наибольший эффект выравнивания температурного поля в ТВС получен при использовании разнонаправленных навивок типа «ребро по оболочке».

Литература

1. Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Денисова Н.А. Гидродинамика и теплообмен в ТВС активной зоны быстрых реакторов со спиральными проволочными навивками на твэлах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2022. — № 1. С. 189 – 209.

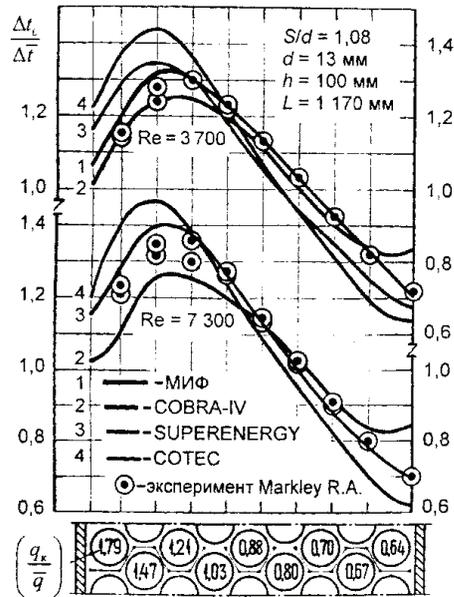


Рис. 4. Сравнение результатов расчетов по различным кодам и экспериментальных данных по относительному распределению подогрева теплоносителя в поперечном сечении модельной ТВС с неравномерным энерговыделением по сечению ТВС: 1 – МИФ; 2 – COBRA-IV; 3 – SUPERENERGY; 4 – COTEC;

○ – экспериментальные данные Markley R.A., Engel F.C. (Δt_i – подогрев в канале i , $\Delta \bar{t}$ – средний подогрев теплоносителя в ТВС; q_k – плотность теплового потока k -го твэла; q – средняя плотность теплового потока)

Гидродинамика турбулентных потоков в ТВС быстрых реакторов (поле скорости и микроструктура турбулентности)

Научное сопровождение разработки проектов и эксплуатации быстрых реакторов (БР) с жидкометаллическими теплоносителями (ЖМТ), которое начиная с 1950 года выполняются в ФЭИ, потребовало проведения большого комплекса экспериментальных и теоретических исследований гидродинамики и теплообмена в активной зоне реакторов.

В результате выполненного в Физико-энергетическом институте большого объема общезначимых и прикладных исследований получены данные не только по физике и характеристикам теплогидравлических процессов в активной зоне БР с ЖМТ, но и замыкающим соотношениям для тепло- и массопереноса:

- профилям скорости и температуры по нормали к стенкам различных каналов сложной формы и в стержневых сборках;
- распределению касательных напряжений и гидравлическому сопротивлению в каналах сложной формы, включая сборки твэлов для номинальных и ненормальных условий;
- теплоотдаче и распределению температуры теплоносителя и на поверхности твэлов в сборках твэлов в правильных и деформированных решетках твэлов;
- пульсации скорости и температуры в потоках жидкометаллических теплоносителей и на теплоотдающих поверхностях тепловыделяющих сборок.

Исследования, как правило, носят комплексный экспериментальный и расчетный характер и продолжаются в настоящее время. Развитие моделей теплогидравлического расчета ядерных реакторов базируется на результатах исследований локальной структуры и характеристик турбулентного обмена импульсом и энергией в каналах сложной формы, характерных для конфигураций сборок стержней (твэлов) реакторов. Интенсивность пульсаций скорости характеризует степень турбулизации потока и развитости турбулентности, анизотропный характер переноса, величину турбулентной энергии потока.

Имеется лишь ограниченная информация по этим вопросам для пучков стержней. Основная масса работ выполнена для правильных (бесконечных) решеток стержней, и лишь в работах [1], [2] исследуются поля скорости и микроструктура турбулентности для искаженной геометрии решеток стержней. В представленной работе изложены и обсуждаются полученные результаты проблемно-ориентированных, поисковых и прикладных гидродинамических исследований активной зоны быстрых реакторов с жидкометаллическими, сформулированы отдельные проблемы и задачи дальнейших исследований.

Особенности активной зоны быстрых реакторов

Геометрия активной зоны характеризуется сложностью и многосвязностью. Характерной особенностью является отличие геометрии периферии от центральной области ТВС. Подвергаясь высокой дозе радиационного облучения (флюенс быстрых нейтронов $\sim 10^{23}$ см⁻²), находясь в неоднородных температурных и нейтронных полях, шестигранные чехлы ТВС и пучки твэлов могут иметь значительные деформации,

вызванные как радиационными эффектами (распухание, ползучесть), так и термическим расширением.

Экспериментальные исследования гидродинамики в каналах и сборках стержней

Уже в 1930-х годах были проведены работы, показывающие принадлежность расплавленных металлов к ньютоновским жидкостям. Определяющим критерием моделирования гидродинамических процессов в каналах является критерий Рейнольдса [3]. При исследовании гидродинамики сложных каналов, включая пучки стержней реакторных установок с жидкометаллическим охлаждением, максимальное внимание уделялось измерениям полей скоростей, распределению касательных напряжений, турбулентных характеристик и т. д.

Экспериментальные исследования турбулентной микроструктуры потока в решетках стержней были выполнены на экспериментальной модели сборки стержней с относительным шагом решетки $s/d = 1,17$ с использованием аппаратуры DISA методом нагреваемой нити.

Наблюдается интенсификация турбулентного переноса в азимутальном направлении в области зазора между стержнями. Коэффициент анизотропии может достигать значений 30 – 40. Экспериментальные данные для коэффициентов турбулентного переноса импульса в радиальном и азимутальном направлениях для инженерных расчетов обобщены простыми формулами:

– для ε_r

$$\left. \begin{aligned} \frac{\varepsilon_r}{\nu \hat{y}} &= 0,4 \frac{y}{\hat{y}} \left(1 - \frac{y}{\hat{y}} \right) && \text{для } 0 \leq \frac{y}{\hat{y}} \leq 0,5 \\ \frac{\varepsilon_r}{\nu \hat{y}} &= 0,1 && \text{для } 0,5 \leq \frac{y}{\hat{y}} \leq 1 \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

– для $\varepsilon_\varphi / \varepsilon_r$

$$\frac{\varepsilon_\varphi}{\varepsilon_r} = \exp \left(1 - \frac{y}{\hat{y}} \right), \quad (2)$$

Разброс результатов в ядре потока вызывается неточностью измерений и обработкой малых градиентов скорости. Коэффициент анизотропии, то есть отношение турбулентных вязкостей в направлении по периметру и в радиальном направлении, приобретает абсолютные значения в диапазоне 0 – 20. Анизотропия увеличивается в направлении к стенке канала, что объясняется различным влиянием стенки на турбулентность в радиальном и азимутальном направлениях.

Обнаружены значительные неравномерности в распределении скорости по периметру боковых и угловых стержней в моделях ТВС, достигающие 60 % от уровня средней скорости по периметру стержней (рис. 1 а-г).

Результаты измерений показывают (рис. 1 а, б), что в распределении касательных напряжений вдоль смоченного периметра ячейки правильной решетки стержней наблюдается локальный максимум в месте наибольшего расширения канала, который можно объяснить воздействием вторичного вихря.

В деформированной решетке (рис. 1 в, г) распределение касательных напряжений вдоль смоченных поверхностей практически симметрично относительно геометрических осей симметрии проточного сечения, хотя в некоторых областях ТВС наблюдаются

аномалии, которые можно объяснить воздействием отдельных вторичных вихрей не только внутри каналов, но и на границе. Распределение скорости по нормали к смоченному периметру описывается универсальным законом, если для расчета динамической скорости использовать локальное значение касательного напряжения.

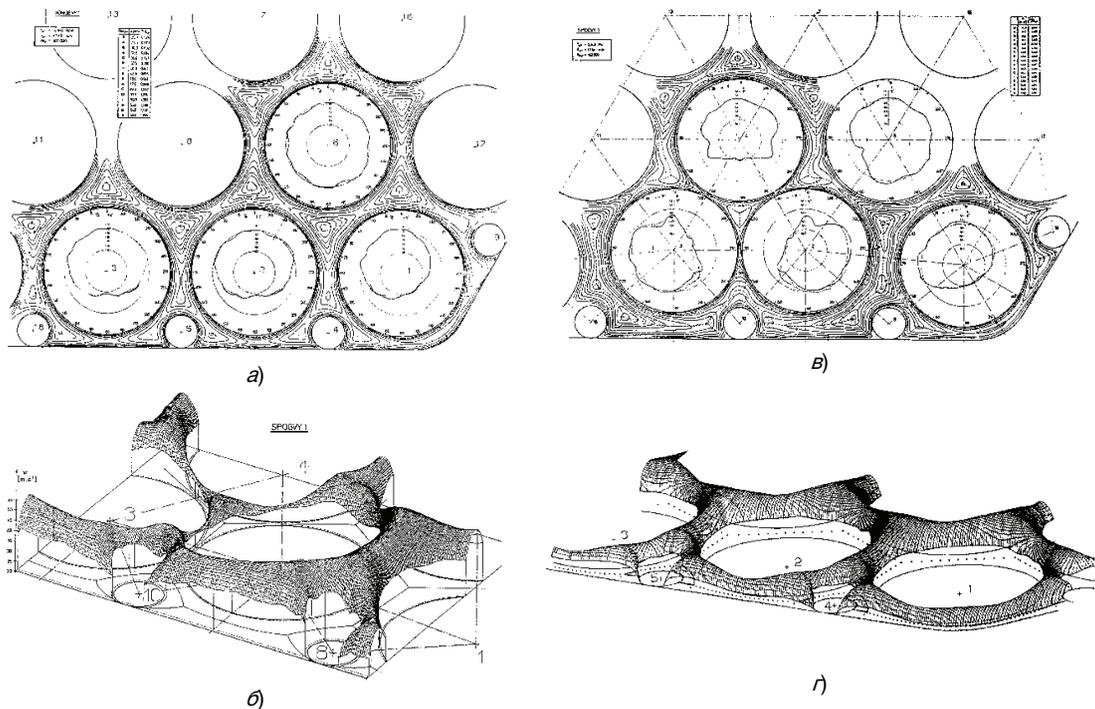


Рис. 1. Распределения касательных напряжений на поверхности твэлов и скорости в поперечном сечении каналов в периферийной области модельной ТВС с вытеснителями в периферийных каналах при номинальной геометрии (а, б) и деформации решетки твэлов в периферийной области ТВС (в, г)

Влияние числа Рейнольдса в диапазоне $4 \cdot 10^4 - 2 \cdot 10^5$ на распределение касательных напряжений в правильной решетке мало, в деформированной решетке составляет в расширенных каналах до 10 %, в суженных — не однозначно.

Наблюдается значительная интенсификация турбулентных пульсаций скорости в периферийной области пучка по сравнению с бесконечной решеткой. Распределение интенсивностей турбулентности в боковых каналах экспериментальной модели без вытеснителей, главным образом вблизи чехла и в угловых каналах, является практически непрерывным, поскольку каналы не изолированы.

Сравнение данных по интенсивности турбулентности показывает, что присутствие вытеснителей приводит к принципиальному изменению характера течения в канале по сравнению с геометрией без вытеснителей. В угловой и боковой областях видно резкое понижение продольной интенсивности турбулентности до уровня, сравнимого с гладкой трубой. Вытеснители сильно снижают интенсивность поперечного переноса количества движения между угловым и соседними каналами.

Межканальный турбулентный перенос импульса в пучках стержней

Обработка данных гидродинамических исследований, выполненная для периферийной области ТВС при смещении периферийного твэла по периметру чехла или

при групповом смещении твэлов во внутреннюю область пучка, показала, что интенсивность межканального обмена импульсом в тесных решетках выше, чем в раздвинутых (рис. 2). Эмпирическая зависимость для коэффициентов турбулентного обмена имеет вид:

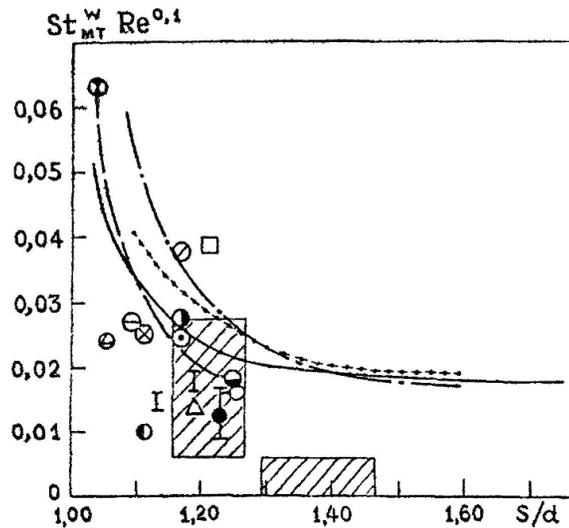


Рис. 2. Сравнение полученных авторами экспериментальных данных (\otimes , \ominus , \otimes , \odot , \bullet , \circ , \ominus , - - - -) и расчетной зависимости (—) для коэффициента молекулярно-турбулентного обмена импульсом (21) с данными авторов других исследователей: \square – Полянин [67]; $\circ\circ\circ\circ$ – Ingesson; - - - - Rogers; $///$ – Marcozy; \bullet – Габрианович; \circ – Voj; \triangle – Pietralla; I – Rowe

$$St_w^w = \left(1,0744 + \frac{0,1864}{s/d - 1} \right) \frac{10^{-2}}{Re^{0,1}}, \quad (3)$$

$$1,035 \leq s/d \leq 1,25; \quad 6,5 \cdot 10^4 \leq Re \leq 18,1 \cdot 10^4.$$

Зависимость (3) указывает на эффект интенсификации турбулентного межканального обмена в тесных решетках, который не выявляется при анализе только мелкомасштабной турбулентной диффузии.

Гидравлическое сопротивление в пучках гладких стержней

В результате анализа и обобщения большого объема экспериментальных и расчетных данных также получено простое обобщающее соотношение (4) для коэффициента гидравлического сопротивления для турбулентного режима течения в пучках гладких стержней с треугольной решеткой:

$$\lambda_r = \frac{0,210}{Re^{0,25}} \left[1 + x^{0,32} \right], \quad (4)$$

$$1,0 \leq x \leq 1,5; \quad 6 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2 \cdot 10^5.$$

Заключение

Анализ данных гидродинамических исследований показывает, что интенсивность турбулентных пульсаций скорости, кинетическая энергия турбулентности, распределение турбулентных напряжений и коэффициентов турбулентной вязкости в пучках стержней существенно различаются с круглой трубой. Данные для трубы являются нижней границей результатов для пучков стержней. Показано, что интенсификация турбулентного переноса импульса обусловлена возникновением крупномасштабного переноса (вторичных токов). Объяснена интенсификация турбулентного межканального обмена импульсом в тесных и в деформированных решетках стержней.

По-прежнему актуальными проблемами исследований процессов и характеристик гидродинамики и теплообмена в пучках твэлов с жидкометаллическим охлаждением является изучение структуры полей скорости и характеристик турбулентного переноса импульса и энергии в каналах сложной формы, их моделирование с учетом анизотропии переноса и влияния дистанционирующих устройств, а также определение влияния различных критериев подобия, выявление областей автомодельности. Актуальны задачи валидации методов теплогидравлического расчета и верификации расчетных кодов.

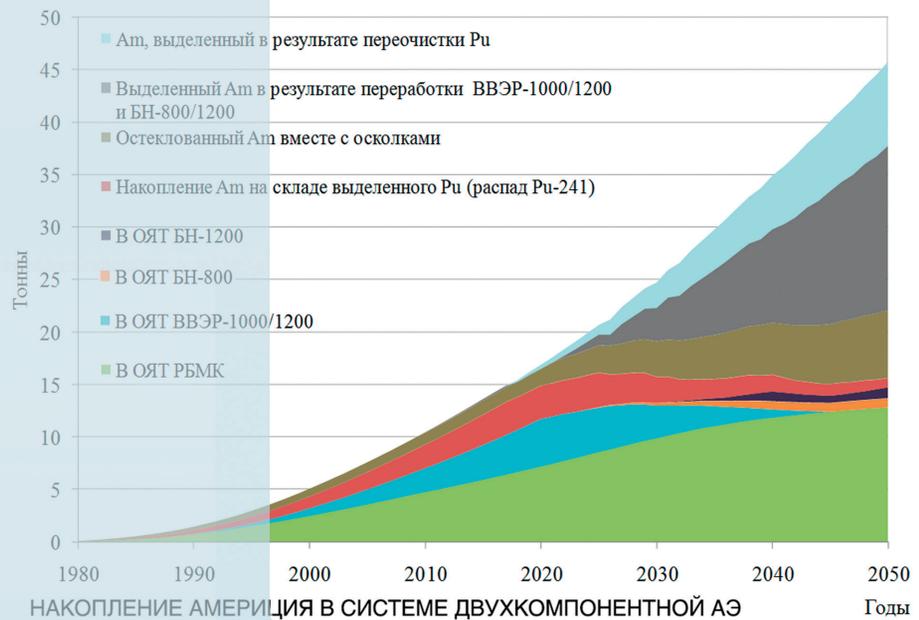
Литература

1. *Rehme K.* The Structure of Turbulence in Rod Bundles and the Implications on Natural Mixing between the Sub-channels // International Journal of Heat and Mass Transfer. — 1992. — Vol. 35. — No 2. — P. 567 – 581.
2. *Müller S. V.* On Phenomena of Turbulent Flow through Rod Bundles // Experimental and Fluid Science. — 1991. — Vol. 1. — P. 25 – 35.
3. *Сорокин А. П., Кузина Ю. А.* Физическое моделирование процессов гидродинамики и теплообмена в ЯЭУ с жидкометаллическими теплоносителями // Теплоэнергетика. — 2019. — No 8. — С. 1 – 9.

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова

ЗЯТЦ И ТРАНСМУТАЦИЯ МА

4 РАЗДЕЛ



2022

ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И ТРАНСМУТАЦИЯ МАЛЫХ АКТИНИДОВ

Использование свежевыделенного плутония в БН-800

Общеизвестно, что быстрые реакторы в принципе могут работать с плутонием любого изотопного состава. Но есть ряд особенностей, поэтому возможность перевода действующего реактора БН-800 на топливо на основе плутония иного изотопного состава (в данном случае — «свежевыделенного») должна быть обоснована.

Главная особенность быстрого реактора заключается в том, что цепную реакцию деления в нем можно запустить даже на плутонии на основе одних лишь пороговых (неделящихся) изотопов, но при этом будут нарушены требования Правил ядерной безопасности *. В то же время такой плутоний (из одних лишь пороговых изотопов) ни в каком реакторе получить невозможно: реакторный плутоний всегда будет содержать делящиеся изотопы в количестве не менее 25 %, чего уже достаточно для удовлетворения требованиям безопасности.

Сейчас БН-800 работает на МОКС-топливе на основе высокофонового плутония из ОЯТ ВВЭР-440 с длительными сроками хранения. Для использования такого плутония (после длительного хранения) в топливе требуется его переочистка от накопленного америция. Это очень дорогая операция, по стоимости сравнимая с переработкой ОЯТ и выделением плутония. Поэтому для снижения затрат на изготовление МОКС-топлива было принято решение использовать свежевыделенный (СВФДП) плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000, в котором америций еще не накопился.

Особенностью СВФДП-плутония из ВВЭР-1000 является высокое содержание изотопа 241 — до 10 % и более. Этот изотоп — делящийся, его сечение деления почти в полтора раза выше, чем у плутония-239, но он нестабилен и распадается (с периодом полураспада 14,4 года) в неделящийся америций-241, сильный поглотитель нейтронов. В результате топливо на основе такого плутония будет постоянно терять запас реактивности, а длительное его хранение может привести к снижению запаса реактивности и невозможности отработать полную кампанию (или вообще запустить реактор — с такой ситуацией сталкивались японские специалисты на реакторе MONJU). Рассмотрим это в цифрах.

Допустим, свежевыделенный плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000 содержит около 10 % изотопа 241. За год 0,45 % этого изотопа будет превращаться в америций, за 2 года — соответственно, 0,9 %. В результате за каждый год хранения такого плутония (или изготовленного топлива) реактор будет терять 0,4 % $\Delta k/k$ запаса реактивности. Длительность задержки от паспортизации плутония до загрузки топлива в реактор и его пуска составляет около одного года.

* Правила ядерной безопасности требуют, чтобы сумма коэффициентов реактивности по температуре топлива и теплоносителя была отрицательна. В то же время с повышением температуры теплоносителя его плотность снижается, спектр нейтронов становится жестче и скорость делений пороговых изотопов (в отличие от делящихся) нарастает.

Кроме того, изотопный состав свежевыделенного плутония, поступающего на изготовление МОКС-топлива, непостоянен, он может различаться от партии к партии. Поэтому даже в одной ТВС могут быть твэлы с плутонием различных составов. Чтобы в этих условиях реактор мог отработать микрокампанию, он должен, с одной стороны, до конца МК иметь необходимый оперативный запас реактивности, а с другой — соответствовать требованиям ядерной безопасности, т. е. в остановленном состоянии иметь достаточные запасы подкритичности. Чтобы удовлетворять этим требованиям в условиях неопределенного изотопного состава плутония, была разработана методика корректировки массовой доли плутония в МОКС-топливе в зависимости от изотопного состава. В ней учитываются как текущий изотопный состав плутония (и количество уже накопленного америция), так и ожидаемая длительность задержки от момента паспортизации плутония до загрузки топлива в реактор и пуска.

Данная методика позволяет обеспечить оперативный запас реактивности в конце микрокампании при использовании плутония любого (технически возможного) изотопного состава из реакторов ВВЭР или БН и с учетом образующегося при распаде изотопа ^{241}Am . В ней также учтена возможная задержка плутония/топлива в процессе изготовления и логистики, в том числе возможность работы реактора на сниженной мощности. Соответственно, при отсутствии ожидаемых задержек и снижений мощности оперативный запас реактивности будет несколько превышен.

Особенность этой методики в том, что для расчета массовой доли плутония в топливе используется его текущий изотопный состав, но коэффициенты чувствительности запаса реактивности для этих изотопов должны рассчитываться для конца микрокампании реактора. Поэтому изменение режимов работы реактора (например, увеличение длительности кампании, количества перегрузок за кампанию и т. д.) требуют соответствующего пересмотра этой методики. Для реактора, работающего в установившемся режиме равномерно-частичных перегрузок, с отлаженным производством топлива перевод на плутоний такого изотопного состава не приведет к каким-либо проблемам. Однако планируемая длительная остановка (например, на капитальный ремонт) обязательно должна соответствующим образом учитываться в производстве топлива.

Поскольку сечение деления изотопа плутония-241 существенно выше, чем у плутония-239, он будет преимущественно сгорать в топливе реактора.

Использование свежевыделенного плутония из ОЯТ ВВЭР-1000 с минимально возможной выдержкой (5 лет) и, как следствие, с максимальным содержанием изотопа плутония-241 приведет к тому, что содержание этого изотопа за кампанию будет снижаться на ~55 %, или на 70 кг в год. Это эквивалентно выжиганию 70 кг америция, причем в этом случае не надо выделять америций, изготавливать топливо с высоким его содержанием и т. д.

Заметим, что использовать такой (свежевыделенный) плутоний для изготовления первой загрузки головного блока реактора следует с осторожностью. Во-первых, изготовление первой загрузки — процесс длительный, поскольку он связан с настройкой и отладкой оборудования, и по своей длительности он будет существенно больше длительности кампании (а длительность кампании только основного массива ТВС БН-1200 на начальном этапе составит 4 года). После этого последует физпуск и освоение мощности, которые займут не менее 1 года. При этом пуск головного блока обычно связан с серьезными задержками как из-за непредвиденных технических проблем с реактором, так и проблем с новым производством топлива. Даже в благоприятном случае, если проблем с запасом реактивности удастся избежать, может возникнуть проблема с выгрузкой отработавших ТВС, остаточное тепловыделение которых будет существенно

превышать проектные ограничения. Поэтому для первых загрузок реакторов целесообразно использовать плутоний после длительной выдержки со сниженным содержанием изотопа 241 , и только после выхода реактора на устойчивый режим эксплуатации следует переходить на свежевыделенный плутоний с высоким содержанием этого изотопа.

*А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Л. В. Коробейникова,
И. В. Бурьевский, В. Ю. Стогов*

Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200М

В настоящей работе рассмотрены следующие основные способы трансмутации америция в быстрых натриевых реакторах с учетом проектных ограничений:

- гомогенная трансмутация в топливе;
- гетерогенное выжигание в специальных сборках без замедлителя в боковом экране;
- гетерогенное выжигание в специальных сборках с замедлителем в боковом экране.

Оценены технико-экономические показатели миссии по выжиганию 33 тонн Am, накопленных до 2035 года в ОЯТ тепловых реакторов.

Нейтронно-физические аспекты выжигания америция

При первом способе выжигания америция возникает проблема крайне высокого тепловыделения продуктов трансмутации (^{242}Cm), что существенно ограничивает возможности гомогенного выжигания, поскольку увеличение допустимого остаточного тепловыделения выгружаемых ТВС в тракте выгрузки далеко не всегда возможно. Например, в БН-800 из-за сравнительно короткой выдержки отработавших ТВС во внутриреакторном хранилище, обусловленной его проектной емкостью, возможности трансмутации внешнего америция в активной зоне вообще исключены. Более того, даже использование в реакторе БН-800 плутония с высоким содержанием ^{241}Pu (более 13 %) может приводить к превышению проектных пределов по остаточному тепловыделению, поскольку америций в любом случае будет образовываться в активной зоне.

В реакторе типа БН-1200М ситуация несколько проще: из-за двухлетней выдержки отработавшего ядерного топлива во внутриреакторном хранилище большая часть ^{242}Cm успевает распасться, поэтому в этом реакторе гомогенное выжигание америция возможно.

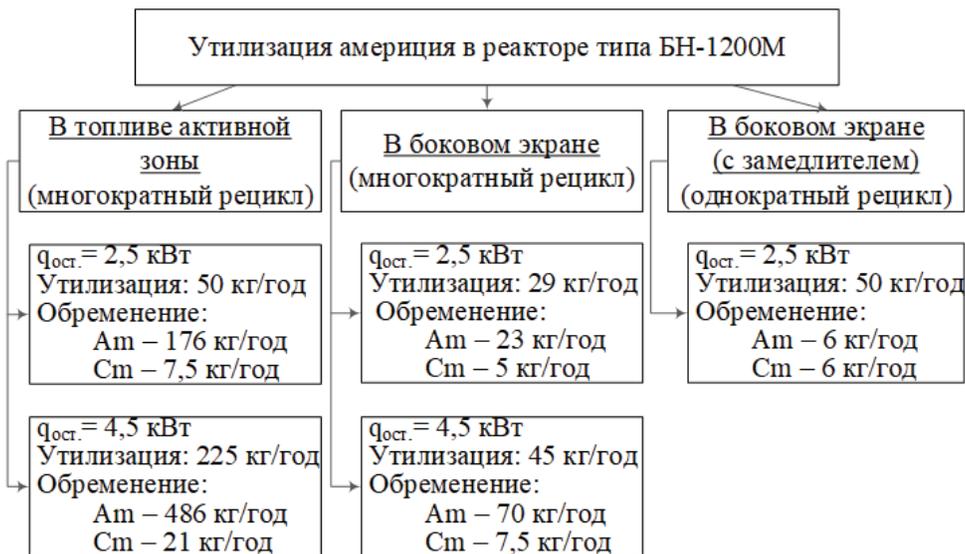
Второй способ предполагает гетерогенное выжигание америция в облучательных устройствах без замедлителя в боковом экране. Чтобы в этом случае вписаться в проектные ограничения по мощности облучательных устройств, добавка америция в материал бокового экрана должна быть небольшой. Соответственно, небольшим будет и объем трансмутации.

Высокое остаточное тепловыделение отработавшего топлива с америцием — не единственная проблема этого способа. За одну кампанию трансмутирует не более

1/3 загруженного америция, а превращается в продукты деления еще меньше — ~10 %. Оставшийся америций надо выделять из отработавшего ядерного топлива и трансмутировать повторно (обременение). Поэтому фактически количество америция, которое необходимо трансмутировать, возрастает. Это приводит к неизбежному росту экономических затрат и безвозвратных потерь.

Третий способ — выжигание в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем [1] — позволяет исключить как проблему высокого остаточного тепловыделения выгружаемых ТВС, так и необходимость многократного рециклирования больших количеств америция. Здесь используется высокий (свойственный быстрому реактору) нейтронный поток и большие (свойственные тепловому реактору) нейтронные сечения, т. е. объединяются достоинства быстрого и теплового реакторов.

На рисунке проиллюстрированы описанные выше способы выжигания америция в реакторе типа БН-1200М. Показаны два варианта тракта реактора: допускающего остаточное тепловыделение выгружаемых ТВС $q_{ост.} = 2,5$ кВт (обоснованная величина в сегодняшнем проекте) и $q_{ост.} = 4,5$ кВт (для специализированного реактора-выжигателя, конструкция тракта выгрузки которого должна быть модернизирована для такого тепловыделения). «Обременением» здесь является количество америция, которое остается после однократного выжигания и которое необходимо выделять, загружать в топливо и трансмутировать повторно. Кроме того, показано накопление кюрия, который требует специального обращения.



Зависимость объема выжигания америция от способа и проектных ограничений

Как видно из рисунка, в топливе активной зоны этого реактора можно трансмутировать до 50 кг америция в год, что несколько больше количества собственного америция, который образуется при эксплуатации самого реактора и в его топливном цикле, но расплатой за такой объем будет необходимость рециклирования еще ~175 кг Am/год и необходимость длительного хранения кюрия, образующегося в количестве ~8 кг/год. Точно такой же объем трансмутации можно получить в боковом экране с замедлителем, но объем «обременения» по америцию и кюрию составит всего по 6 кг, кроме того, в осколки превратится до 70 % трансмутировавшего Am.

Исходные данные для технико-экономической модели

По оценкам зарубежных специалистов, удельная стоимость фабрикации урановых ТВС для легководных реакторов (в расчете на 1 кг тяж. мет.) составляет около US\$ 300 /кг тяж. мет. По этим же оценкам стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом для легководных реакторов превышает стоимость изготовления урановых ТВС примерно в 5 раз, а для быстрых реакторов еще не менее чем в 2 раза. Таким образом, удельная стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом для быстрых реакторов (~US\$ 3000/кг) на порядок превышает стоимость изготовления уранового топлива для тепловых реакторов.

В данном исследовании за базу приняты два варианта значений стоимости фабрикации «чистого» уран-плутониевого топлива:

1) рекомендованное в [2] значение стоимости фабрикации ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом для быстрых реакторов в US\$ 3500/кг тяж. мет.;

2) более оптимистичное значение в US\$ 2000/кг тяж. мет., оцененное с учетом значительного коридора неопределенностей в работе [7] и близкое к принятому в проекте «Прорыв».

По данным работы [3], верхняя оценка стоимости изготовления металлического топлива для быстрого реактора, содержащего минорные актиниды для гомогенного выжигания, составит до \$ 7500/кг при производительности порядка 50 – 70 т тяж. мет./год. По-видимому, стоимость изготовления оксидного таблеточного топлива с минорными актинидами, с учетом его более сложной технологии изготовления и летучести оксида америция, будет еще больше. Поэтому для оксидного топлива это значение можно принять за номинал.

При рассмотрении технико-экономических показателей была принята описанная ниже ценовая модель.

1. Использовались два варианта уровня цен: а) цена, рекомендуемая в монографии [2], — стоимость фабрикации ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом для быстрых реакторов US\$ 3500/кг тяж. мет. и б) существенно уменьшенная цена в пределах значительного коридора неопределенностей, приведенного там же, — стоимости фабрикации ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом US\$ 2000/кг тяж. мет. Эти цены соответствуют «чистому» топливу, не содержащему америций.

2. Значения цен фабрикации и переработки для конструктивных элементов, содержащих америций, принимались экспертно. При этом допускалось, что содержание америция вплоть до 1 % от массы металла не увеличивает их стоимость изготовления по сравнению с «чистыми» элементами.

3. Добавка 5 % Am приводит к возрастанию стоимости фабрикации в 1-м варианте до US\$ 7500/кг тяж. мет., во 2-м — до US\$ 4000/кг тяж. мет.

4. Аналогично, стоимость переработки отработавшего ядерного топлива для «чистого» топлива US\$ 800/кг тяж. мет., для содержащего 5 % Am — US\$ 1500/кг тяж. мет.

5. Для других содержаний Am стоимость фабрикации и переработки определялась линейной интерполяцией.

6. Зависимостью остальных составляющих топливных затрат (транспортировка, хранение и пр.) от содержания америция пренебрегалось.

7. Также, как указывалось выше, не учитывалась зависимость капитальных и эксплуатационных затрат энергоблоков от содержания америция.

8. Важно подчеркнуть, что методология оценки цен была полностью идентична для всех рассмотренных опций выжигания америция.

Отметим, что все стоимости показаны в долларах США 2020 г. с учетом среднегодового курса 1\$ = 72 руб.

Оценка миссии по выжиганию америция от тепловых реакторов

Оценим стоимость миссии по выжиганию 33 тонн америция, который будет накоплен в отработавшем ядерном топливе российских тепловых реакторов к 2035 году, с использованием гомогенного и гетерогенного способов трансмутации в реакторе типа БН-1200М.

Техническо-экономические оценки эффективности миссии по выжиганию 33 т Am

Параметр	Гомогенное выжигание в активной зоне					Гомогенное в а.з. / гетерогенное в БЭ	
	Начальное содержание Am в активной зоне, %					Начальное содержание Am в а.з. / БЭ, %	
	0,9 Am _{равн.}	2	3	5	8,5	0,075 / 6,5 чистое топливо	0,9 / 6,5 Am _{равн.}
Загрузка Am, кг/год	79,4	175,2	265,8	432,3	711,0	62,3 6,7 / 55,6	135 79,4 / 55,6
Выгрузка Am, кг/год	79,4	140,0	202,4	311,2	486,0	43,5 37,4 / 6,1	85,5 79,4 / 6,1
Эффективность трансмутации	0,0	0,20	0,24	0,28	0,32	0,30 «-» в а.з./ 0,89 в БЭ	0,37 0,0 в а.з./ 0,89 в БЭ
Am _{рецикл} общий/ Am собственный, т		165 / 75	137 / 41	118 / 22	104 / 12	109	90 / 57
Период миссии, реакторо-лет		943	515	273	147	1755	667
Общая стоимость миссии (а/б), млрд \$		19,8 / 11,8	21,4 / 12,1	23,4 / 13,1	24,0 / 13,2	15,0 / 5,9	5,7 / 2,3
Уд. стоимость выжигания (а/б), млн \$/кг Am		0,60 / 0,36	0,65 / 0,37	0,71 / 0,40	0,73 / 0,40	0,45 / 0,18	0,17 / 0,07
ΔC _{fuel} одного блока при выполнении миссии (а/б), коп./кВт·ч		16 / 9	31 / 18	65 / 41	122 / 67	9 / 4	6 / 3

В таблице сведены результаты технико-экономического анализа данной миссии для обоих вариантов уровней цен (а и б), описанных выше. В расчетах было принято, что безвозвратные потери америция при изготовлении топлива и переработке отработавшего ядерного топлива составляют 0,1 %.

Эффективность трансмутации в таблице определена как отношение массы трансмутировавшего америция в процессе очередной микрокампании к массе америция, загруженного перед началом этой микрокампании.

Как видно из таблицы, привлекательной оказывается гетерогенная трансмутация с замедлителем в боковом экране: ~ 0,9 кг трансмутированного за один «проход» америция на 1 кг загруженного, при этом «обременение» составляет ~10 % от количества загруженного Am и не требует немедленной переработки. После выдержки 70 – 100 лет весь кюрий превратится в соответствующие изотопы плутония, а активность актинидов в облучательных устройствах снизится относительно исходной активности америция в несколько раз.

Отметим, что в гомогенном случае эффективность трансмутации для рассмотренных вариантов (от 2-х до практически нереализуемых 8,5% Am) составляет 0,20 – 0,32, что означает необходимость 3 – 4 оборотов этого америция в топливном цикле реактора. По сути, для выжигания 33 т Am необходимо рециклировать через активную зону не 33 т, а от 105 до 165 тонн Am! Кроме того, чем меньше содержание Am превышает его равновесное значение, тем менее эффективно осуществляется выжигание внешнего америция: в пределе — при равновесном содержании — выжигания внешнего америция вообще не происходит. Это проявляется также в увеличении временных затрат на выполнение данной миссии.

Наиболее эффективным является вариант, когда совмещается гомогенная трансмутация «собственного» америция при равновесном его содержании в активной зоне и гетерогенная трансмутация «внешнего» Am в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем. При этом эффективность такого комбинированного способа составляет максимальную величину среди рассмотренных вариантов — 0,37, а общее количество рециклированного америция через активную зону за всю миссию минимально — 57 тонн; остальные 33 тонны практически однократно проходят через боковой экран!

Переход к гетерогенному выжиганию америция в боковой зоне воспроизводства в специальных облучательных устройствах с замедлителем нейтронов и с отказом от выжигания америция в активной зоне фактически возвращает нас к варианту «чистого топлива» в активной зоне. Этот вариант дает ежегодную наработку америция в активной зоне в объеме 30,7 кг. С учетом этой наработки реальная трансмутация америция составит 18,8 кг в год. В этом случае для трансмутации 33 т америция потребуется наибольшее количество реакторо-лет — 1755 (см таблицу). Безвозвратные потери при этом даже несколько ниже по сравнению с вариантами гомогенной трансмутации для 2 – 8,5 % Am.

Совместное с гетерогенным выжиганием в облучательных устройствах бокового экрана рециклирование америция на уровне его равновесного количества в активной зоне позволяет исключить его дополнительную наработку в ней. Тем самым увеличивается масса ежегодно выжигаемого америция до 49,5 кг/год, радикально сокращается требуемое количество реакторо-лет до 667.

Общая стоимость миссии по гомогенному выжиганию 33 т Am в соответствии с данными таблицы составляет USB\$ 20 – 24 для цен варианта (а) на топливные переделы и USB\$ 12 – 13 для варианта (б).

Для комбинированной опции (гомогенное выжигание в топливе активной зоны с равновесным америцием и гетерогенное в специальных сборках с замедлителем в боковом экране) эти затраты существенно снижаются соответственно до USB\$ 5,7 и USB\$ 2,3 для вариантов цен (а) и (б).

Вариант комбинированного выжигания внешнего америция в боковом экране с замедлителем при рециклировании собственного Am в топливе активной зоны на равновесном уровне представляется наиболее многообещающим и минимальным с точки зрения воздействия на экономику системы и может рассматриваться в перспективе в

качестве потенциальной услуги, предоставляемой быстрыми натриевыми реакторами для утилизации минорных актинидов от зарубежных тепловых реакторов.

Заключение

1. В настоящее время натриевые быстрые реакторы являются единственной существующей реакторной технологией, которая может всерьез рассматриваться для трансмутации минорных актинидов в промышленных масштабах.

2. В реакторах типа БН-1200М трансмутация америция возможна как в гомогенном варианте, в виде добавки в топливо, так и в гетерогенном варианте в облучательных устройствах с замедлителем в боковом экране и без него.

3. Полученные результаты, несмотря на большую неопределенность в принятых технико-экономических оценках, позволяют отдать предпочтение комбинированному «равновесному» выжиганию собственного америция в активной зоне реактора БН-1200М и гетерогенному выжиганию внешнего Am из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов в облучательных устройствах с замедлителем, размещаемых в боковом экране этого реактора.

Литература

1. Жемков И.Ю., Ижутов А.Л., Набойщиков Ю.В. и др. Гетерогенное выжигание минор-актинидов в реакторе на быстрых нейтронах // Сб. докладов отраслевой конференции ЗЯТЦ. — Сочи, Россия, 2021. — С. 137—146.
2. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. — М.: Техносфера, 2016.
3. *Shropshire D., Williams K., Boore W. e.a. Advanced Fuel Cycle Cost Basis, INL/EXT-07-1207 Rev.1, 2008.*

В. М. Троянов, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, В. А. Елисеев

Экономические аспекты снижения наработки америция в двухкомпонентной системе тепловых и быстрых реакторов

Минорные, или младшие, актиниды (актиноиды) — это трансурановые элементы, кроме плутония. В ядерной энергетике к минорным (младшим) актинидам (МА) относят нептуний (Np), америций (Am) и кюрий (Cm).

Вопросам радиохимического разделения МА и их трансмутации посвящено большое количество работ, причем в них исследуются в основном физические и технологические проблемы трансмутации. В данной статье сравниваются два подхода к проблеме: 1) вовлечение «свежевыделенного» плутония из ОЯТ ВВЭР с высоким содержанием Pu-241 в топливный цикл быстрых натриевых реакторов, что позволяет снизить темпы накопления америция-241 в ЯЭС; и 2) трансмутация америция в активной зоне. Наряду с этими проблемами обсуждаются экономические аспекты снижения накопления америция как наиболее сложной для обращения фракции МА. Результаты, полученные авторами,

сопоставляются с данными, представленными специалистами Европейского союза в отчете по проекту МАГАТЭ/ИНПРО SYNERGIES [1].

Особенности обращения с минорными актинидами

В ОЯТ ядерных реакторов доминирующим изотопом америция является Am-241. Изотопы америция Am-241, Am-242m и Am-243 обладают высоким тепловыделением и определяют величину тепловыделения свежей ТВС. Вследствие этого добавка америция в свежее ТВС реактора типа БН-1200 не должна превышать 3 % массы тяжелого металла. В отличие от свежей ТВС, мощность дозы отработавших сборок (ОТВС) на длительное время будет определяться продуктами деления (ПД). Однако вклад в остаточное тепловыделение минорных актинилов значителен.

Нептуний предполагается использовать в топливе быстрого реактора, поскольку он легко извлекается совместно с ураном при переработке ОЯТ, не приводит к серьезному ухудшению радиационной обстановки и не создает значительных трудностей, связанных с тепловыделением. Вовлечение кюрия в топливный цикл в обозримом будущем нецелесообразно, поскольку приведет к существенному возрастанию тепловыделения топлива, а также нейтронного и гамма-излучения от него. Поэтому целесообразно хранить кюрий примерно 100 лет. За это время он почти на 80 % превращается в плутоний, который может быть использован в составе ядерного топлива.

Наиболее сложным с точки зрения выбора способа обращения является Am-241. Этот радионуклид ($T_{1/2} = 432$ г) создает значительные трудности при обращении с ОЯТ и РАО из-за высокого тепловыделения и мощности дозы излучения. Здесь рассматриваются два способа решения проблемы накопления америция в ЯЭС: снижение наработки Am-241 за счет предотвращения его образования из Pu-241 [3] — [5] и трансмутация.

Техническая осуществимость трансмутации в быстром натриевом реакторе признается специалистами и была продемонстрирована во Франции при облучении нескольких таблеток топлива с гомогенным добавлением америция в активной зоне [2]. Для трансмутации америция потребуются также необходимая адаптация и модернизация систем управления, контроля и биологической защиты установок ЯТЦ, причем в этой части появятся новые задачи. При радиохимической переработке топлива необходимо будет на промышленном уровне выделить МА из ОЯТ и разделить МА на фракции. В России процесс разделения и выделения америция и кюрия отрабатывается в лабораторных условиях на стендах ВНИИНМ и РИ и в опытном масштабе на ПО «Маяк», но сроки промышленного внедрения технологии не ясны, как не ясна и степень усложнения и удорожания всего процесса.

Вариант трансмутации америция в быстрых натриевых реакторах связан с необходимостью доработки некоторых реакторных систем и инфраструктуры ЯТЦ, а также с изменениями режимов их работы и числа контейнерных перевозок. Все это приведет к затратам на реализацию данного варианта.

Оценка стоимости трансмутации америция

Оценки увеличения стоимости производства электроэнергии, определяемые дополнительными затратами на модернизацию реактора и установок топливного цикла для гомогенной трансмутации америция при его содержании в топливе до 3 %, выполненные на основе материалов [6], приведены в таблице 1 в сравнении с данными [1].

Таблица 1. Вклад в стоимость электроэнергии реакторной и топливной составляющих, %

Вариант	Реактор типа БН			Реактор типа SFR		
	Полная	Реактор	ТЦ	Полная	Реактор	ТЦ
МОКС-топливо без Am	100	88	12	100	91	9
МОКС-топливо с Am	110	89	21	106	92	14

Данные таблицы 1 позволяют сделать вывод о том, что дополнительные затраты, связанные с трансмутацией америция в натриевых быстрых реакторах, более существенно сказываются на топливной составляющей стоимости (ТСС) электроэнергии, чем на реакторной составляющей. Доля затрат на модернизацию реакторной установки реакторов БН и для SFR составила ~1 %, в то время как доля дополнительных затрат на трансмутацию америция в топливном цикле БН и SFR составила 9 % и 5 %, соответственно. Для реактора типа БН-1200 оценка стоимости гомогенной трансмутации в активной зоне в долларах 2023 года составила ~0,5 млн долл./кгAm. Для реактора SFR-1440 оценка удельной стоимости трансмутации в [1] не приведена, но она легко вычисляется из имеющихся там данных и составляет величину, близкую к оценке для БН.

Выполненное исследование показывает, что имеются три основные причины высокой стоимости гомогенной трансмутации америция в рассматриваемом в статье варианте:

- незначительное количество америция, допускаемое проектными ограничениями и требованиями ядерной и радиационной безопасности, в виде добавки к МОКС-топливу — данное проектное ограничение может быть ослаблено при его доработке, но потребует увеличения стоимости проекта;

- низкая эффективность трансмутации, при которой «выгорает» менее четверти добавляемого к топливу америция — неустранимое физическое ограничение, характерное для трансмутации Am в быстром спектре нейтронов, связанное с малым превышением его содержания над так называемым «равновесным» значением;

- более высокая стоимость производства топлива с америцием, чем «чистого» МОКС-топлива — технологическое ограничение.

Продвижение в решении этих проблем позволило бы существенно снизить стоимость гомогенной трансмутации америция.

Сценарии наработки минорных актинидов российской ядерной энергетикой

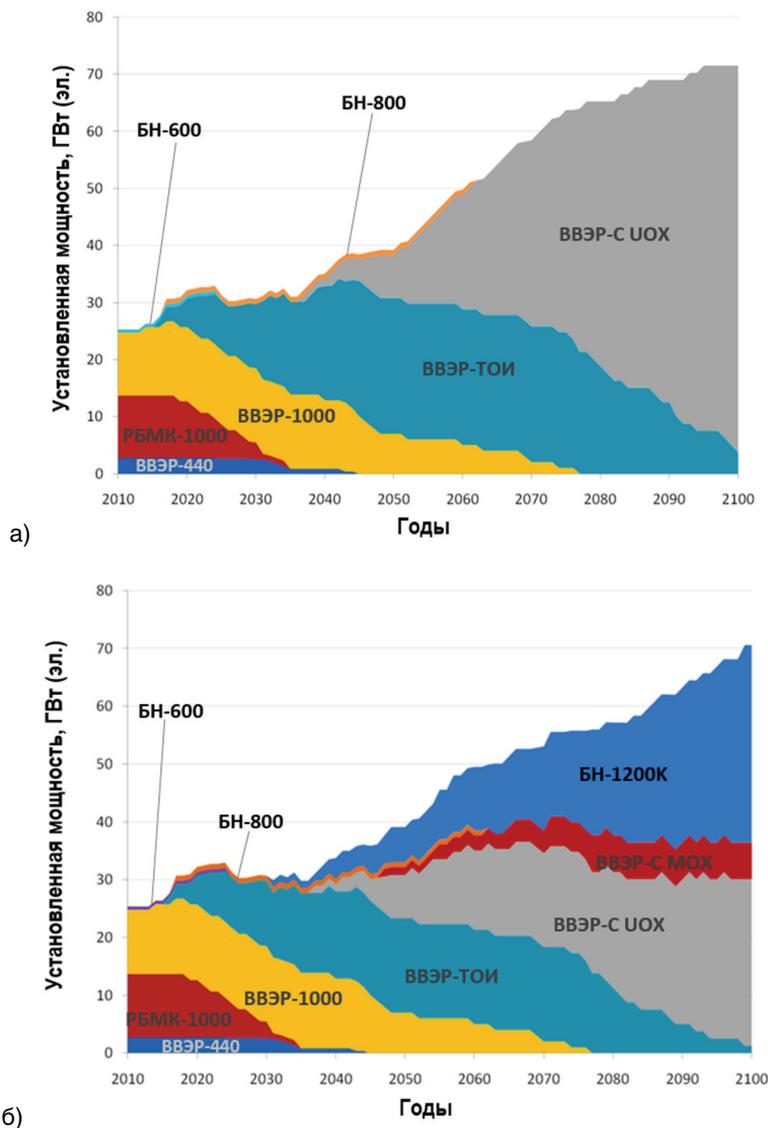
Расчеты накопления минорных актинидов российской ЯЭ в течение текущего столетия сделаны в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [3] на основе проведенных сценарных исследований с использованием программного кода CYCLE [7], [8].

Основой для построения сценариев служила дорожная карта ввода/вывода энергоблоков Росэнергоатома, прогнозы развития ядерной энергетики до конца века и результаты других исследований, выполненных в рамках расчетно-аналитического обоснования вариантов стратегии развития ядерной энергетики России.

Рассмотрены два варианта сценария развития ядерной энергетики. В первом, референтном сценарии, представляющим эволюционный путь развития российской ЯЭС, предполагалось, что структура ЯЭ до конца века будет состоять преимущественно из одной компоненты — тепловых реакторов, работающих в открытом ЯТЦ. Во втором сценарии рассматривалась двухкомпонентная ЯЭС из тепловых и быстрых реакторов с общим замкнутым ЯТЦ. Время выдержки ОЯТ перед переработкой: 5 лет для ВВЭР с урановым топливом, 7 лет для ВВЭР с МОКС-топливом и 4 года для реакторов типа БН. Именно вовлечение плутония из ОЯТ ВВЭР с малой выдержкой («свежевыделенный» плутоний) в

топливный цикл быстрых натриевых реакторов позволяет уменьшить будущее накопление америция в такой ЯЭС по сравнению с однокомпонентной ядерно-энергетической системой.

Структура установленных мощностей ЯЭС до 2100 года для двух сценариев приведена на рисунке [3]. В эволюционном сценарии с однокомпонентной ЯЭС осуществляется переработка ОЯТ всех ВВЭР-440 и БН-600 в течение всего их проектного ресурса с хранением регенерированных ЯМ на складах. Принималось, что реактор БН-600 работает в течение срока эксплуатации на уране, реактор БН-800 стартует и работает до 2022 года на уране, а далее до конца срока эксплуатации работает на МОКС-топливе.



Структура установленных мощностей ЯЭ России в сценариях развития однокомпонентной системы (а) и двухкомпонентной системы (б)

Во втором сценарии предполагается, что (помимо БН-600 и БН-800) быстрые реакторы большой мощности типа БН-1200 на МОКС-топливе вводятся в эксплуатацию с 2030-го года, а с 2037 года вводятся усовершенствованные тепловые реакторы ВВЭР-С, часть из которых переводится на использование МОКС-топлива. До 2050 года для

изготовления МОКС-топлива используется энергетический плутоний из ОЯТ тепловых реакторов. Переработка ОЯТ БН и использование плутония из БН начинается с 2050 г. [9]. Нарботка нептуния и америция в рассматриваемых системах показана в таблице 2.

В таблице 3 приведены показатели, связанные с наработкой америция в однокомпонентной и двухкомпонентной структуре российской ЯЭ. Для наглядности сравнения накопления америция в двух структурах ЯЭС из таблицы исключено количество америция, накопленное к 2020 году. Плутоний из ОЯТ ВВЭР начинает использоваться в топливе быстрых реакторов с 2022 года.

Как следует из таблицы, замыкание ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах приводит к существенному замедлению наработки америция в ЯЭС, большему, чем даже трансмутация америция в гомогенном варианте. Это объясняется ускоренным вовлечением плутония-241 (потенциального источника Am-241) в топливный цикл быстрого реактора. В силу того, что этот изотоп имеет наивысшую ценность к процессу деления, то даже однократное прохождение его через активную зону реактора типа БН-1200 позволяет практически на 40 % уменьшить накопление америция в системе, при этом не обращаясь непосредственно с Am.

Таблица 2. Нарботка америция российской ЯЭ, т

МА	Сценарий (а) с ВВЭР				Сценарий (б) с ВВЭР+БН			
	2020 г.	2035 г.	2070 г.	2100 г.	2020 г.	2035 г.	2070 г.	2100 г.
²³⁷ Np	8,1	13,4	33,3	56,1	8,1	12,3	22,8	33,1
²⁴¹ Am	15,0	30,0	71,7	117,8	15,0	27,8	50,3	72,3
^{242m} Am	0,011	0,017	0,032	0,044	0,011	0,016	0,077	0,224
²⁴³ Am	1,6	2,6	6,9	12,6	1,6	2,4	7,0	16,6
Итого Am	16,6	32,6	78,6	130,0	16,6	30,2	57,3	89,1

Таблица 3. Показатели в сценариях развития российской ЯЭ, относящиеся к обращению с америцием

Характеристики	Годы			
	2020	2035	2070	2100
	Сценарий 1: однокомпонентная ЯЭС			
Накопление Am, т	0	16,0	62,0	113,9
	Сценарий 2: двухкомпонентная ЯЭС			
Накопление Am при замыкании ЯТЦ по плутонию / снижение отн. сц.1, т	0	13,6 / 2,4	40,7 / 21,3	72,5 / 41,4
Накопление Am при замыкании и трансмутации / снижение отн. сц. 1, т	0	13,3 / 2,7	29,5 / 32,5	32,8 / 81,1
Снижение накопления Am путем трансмутации, т	0	0,3	11,2	39,7
Затраты на трансмутацию, млрд \$	0	0,15	5,6	19,9
Потенциал роста мощностей на Pu-241, сохраненном от распада в Am, ГВт	0	1,8	18,6	39,4

Замыкание топливного цикла по плутонию с короткой выдержкой ОЯТ РТН и изготовлением МОКС-топлива, допускаемых проектом, не требует дополнительных затрат, в то время как гомогенная трансмутация при добавлении в топливо до 3 % америция может существенно усложнить обращение с топливом и значительно ухудшить

экономические показатели быстрых натриевых реакторов, что и показывают экономические оценки из таблицы 3. Данные таблицы 3 показывают, что снижение накопления Am-241, как продукта распада Pu-241, приведет к сохранению в регенерированном топливе ценного изотопа Pu-241, деление которого позволит эффективнее использовать потенциал уран-плутониевого топлива и может явиться дополнительной возможностью для роста мощностей быстрых натриевых реакторов.

Заключение

Результаты расчетных исследований показывают, что эффективность снижения наработки америция при замыкании ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах сопоставима по величине с рассмотренным в статье гомогенным вариантом трансмутации. Замыкание топливного цикла по плутонию с минимально технически возможной выдержкой ОЯТ РТН и изготовлением МОКС-топлива, допускаемых проектом, не требует дополнительных затрат, оно реализуется уже сегодня и будет особенно эффективно на этапах ввода быстрых реакторов, когда для первоначальных загрузок РБН потребуется большое количество плутония. При замыкании в регенерированном топливе сохраняется ценный изотоп плутоний-241, деление которого позволит получить дополнительную энергию. Вместе с тем одного рецикла по свежеработанному плутонию в реакторах БН недостаточно, чтобы полностью избежать накопления америция в сценарии развития двухкомпонентной ЯЭС России к концу века. Сочетание замыкания по плутонию и трансмутации могло бы существенно снизить наработку америция в ЯЭС и, возможно, избежать его накопления в системе, но оцененные затраты на трансмутацию в рассмотренном гомогенном варианте могут значительно ухудшить экономические показатели быстрых реакторов или потребовать значительных временных затрат.

Литература

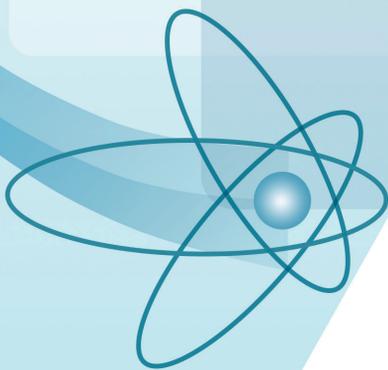
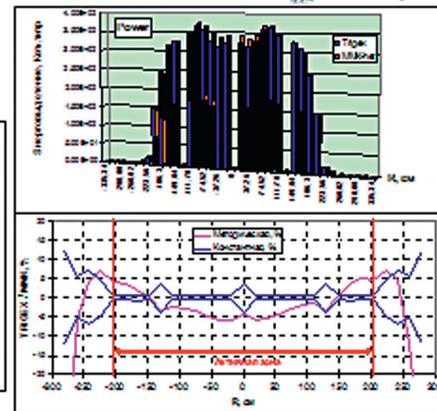
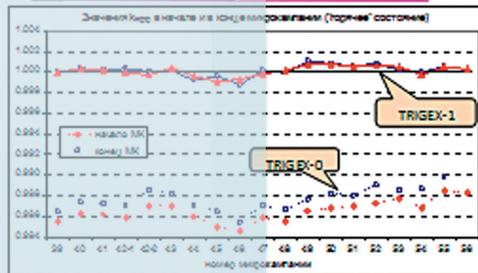
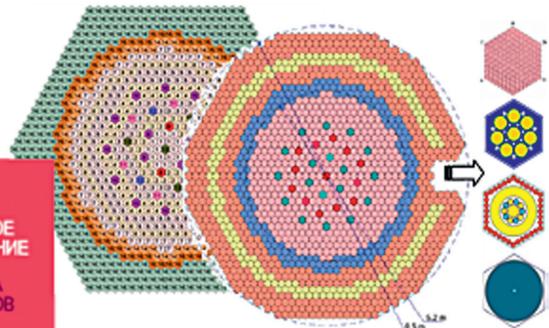
1. IAEA, Enhancing benefits of nuclear energy technology innovation through cooperation among countries: final report of the INPRO collaborative project SYNERGIES. IAEA Nuclear Energy Series NF-T-4.9, 2018. – Электронный ресурс: <http://www.iaea.org/INPRO/CPs/SYNERGIES/index.html>
2. Report on sustainable radioactive waste management. CEA Nuclear Energy Division. Saclay Centre, France, December 2012. — 31 p.
3. *Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л.* К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2019. — Вып. 1. — С. 1 – 16. <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2019/1-16.pdf>.
4. *Троянов В.М., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др.* Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. — 2020. — Т. 128. — Вып. 2. — С. 82 – 87.
5. *Ларионов И.А., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. и др.* Гомогенная трансмутация ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. — 2020. — Т. 129. — Вып. 6. — С. 316 – 320.
6. *Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др.* Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. — Москва : Техносфера. — 2016. — 160 с.
7. *Декусар В.М., Мосеев А.Л., Пупко Л.П.* Модель топливного цикла быстрого реактора, реализованного в коде CYCLE : Препринт ФЭИ-3298. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2022.
8. *Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М. и др.* Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. — 2016. — Вып. 1. — С. 91 – 99.
9. *Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В. и др.* К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России // Атомная энергия. — 2022. — Т. 133. — Вып. 2. — С. 71 – 76.

А. В. Гулевич, В. И. Усанов, В. М. Декусар, В. А. Елисеев, А. Л. Мосеев, Е. С. Хныкина

КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ

5

РАЗДЕЛ



2022

КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ

Интерактивная платформа для расчетной оценки термомеханической стабильности и работоспособности элементов активных зон ЯЭУ

Интерактивная платформа ТЭЛА (далее Платформа) предназначена для расчетов термомеханического поведения элементов активной зоны реактора типа БР.

Для проведения расчетов термомеханического поведения элементов активной зоны ЯЭУ в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработаны программы:

- ДРАКОН [1], предназначенная для расчетов температурных полей, деформации и напряжений топливных таблеток и оболочек стержневых цилиндрических твэлов реакторов на быстрых нейтронах с плотным уран-нитридным и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и жидкометаллическим теплоносителем в условиях штатной эксплуатации (стационарные и переходные режимы работ);

- ТЕРЕМОК [2], предназначенная для определения характеристик изгибной жесткости и анализа термомеханического поведения единичных бесчехловых ТВС в условиях реактора;

- РАНДЕВУ [3], [4], [5] предназначенная для расчета искривлений ансамбля бесчехловых кассет и усилий взаимодействия между ними в процессе эксплуатации в активной зоне реакторов типа БР (программа ТЕРЕМОК используется в качестве отдельного блока для расчета термомеханики отдельной бесчехловой ТВС).

Основная задача разработанной интерактивной Платформы — реализация совместного использования кодов для расчетов термомеханического поведения элементов активной зоны реактора типа БР, основанных на результатах нейтронно-физического и теплогидравлического расчетов а.з., предоставляемых интегральным кодом.

Платформа позволяет формировать одновременно несколько однотипных заданий с использованием вышеназванных программ; формировать задания, состоящие из последовательных расчетов по нескольким программам.

В среде Платформы можно провести независимые термомеханические расчеты:

- с использованием кода ДРАКОН с произвольным выбором твэла (или нескольких твэлов) в кассете активной зоны реактора с использованием результатов работы интегрального кода (поля температур, энерговыделения, выгорания и дозы);

- с использованием кода ТЕРЕМОК с произвольным выбором кассеты активной зоны реактора с использованием результатов работы интегрального кода;

- с использованием кода РАНДЕВУ всей активной зоны реактора с использованием результатов работы интегрального кода.

Возможно проведение последовательных термомеханических расчетов, когда результаты расчетов удлинений твэлов, полученных с помощью кода ДРАКОН, являются входными данными для кодов ТЕРЕМОК и РАНДЕВУ.

Для расчетов термомеханического поведения элементов активной зоны реактора типа БР и эффективного использования упомянутых кодов интерактивная платформа ТЭЛА имеет современный графический интерфейс. Существенной частью Платформы являются независимые пре- и постпроцессоры для каждой программы, графический редактор для оценки входных данных программ, справочная система, содержащая описание физических процессов и математических моделей и их реализаций, руководство пользователя по работе с элементами платформы.

Препроцессоры позволяют заполнять с «нуля», использовать шаблоны, редактировать файлы входных данных программ Платформы с последующим сохранением изменений. Средства графического просмотра позволяют визуализировать зависимости, заложенные во входных данных, поля нейтронно-физического и теплогидравлического расчетов, результаты расчетов программ Платформы.

Препроцессор Платформы

Препроцессор Платформы позволяет пользователю выбрать тип задания, редактировать файлы входных данных с возможностью графического представления аналитических зависимостей свойств материалов (пример — рис. 1), входных данных нейтронно-физического расчета.

С помощью интерактивного графического редактора на картограмме зоны можно выбрать для расчета кассету (кассеты) (рис. 2), на картограмме кассеты — твэл (группу твэлов) (рис. 3).

Постпроцессор Платформы

Постпроцессор Платформы предназначен для визуализации данных, являющихся результатами работы программ Платформы. На рисунке 4 приведен пример представления результатов расчета с использованием программы РАНДЕВУ.

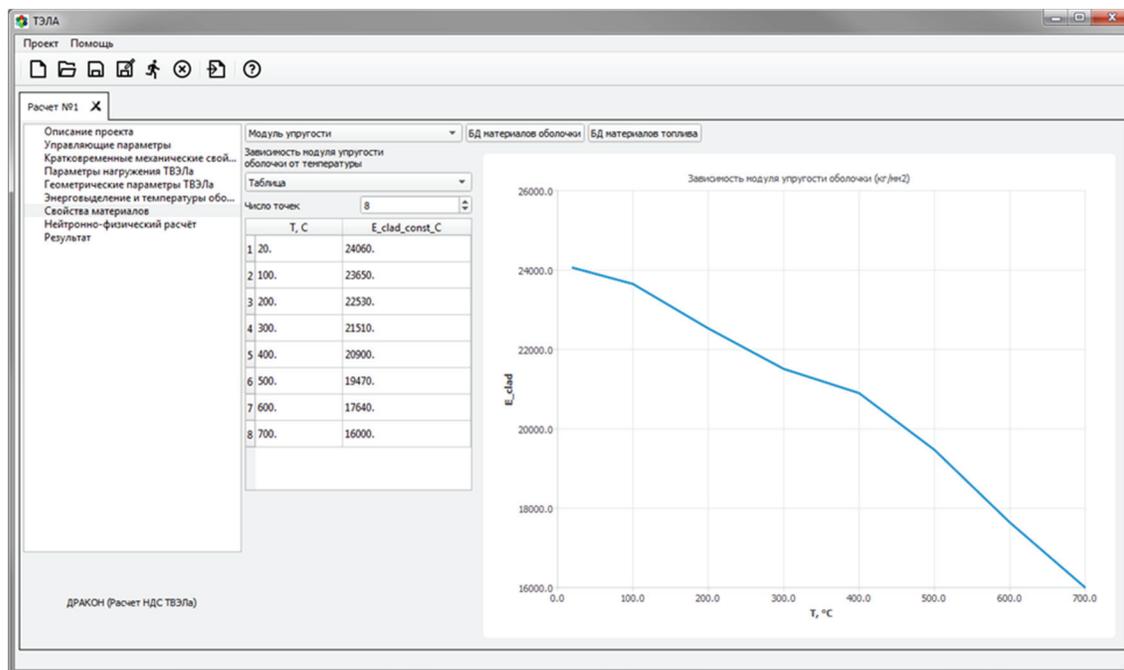


Рис. 1. Представление таблично-заданной функции модуля упругости материала оболочки

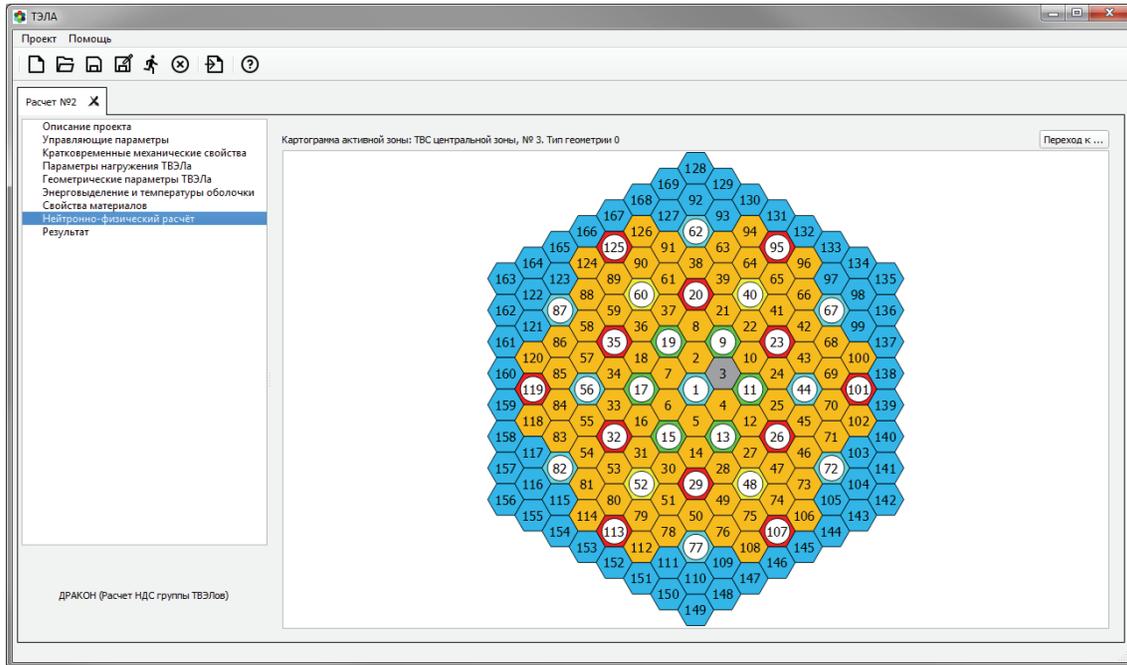


Рис. 2. Выбор кассеты (выделена серым цветом)

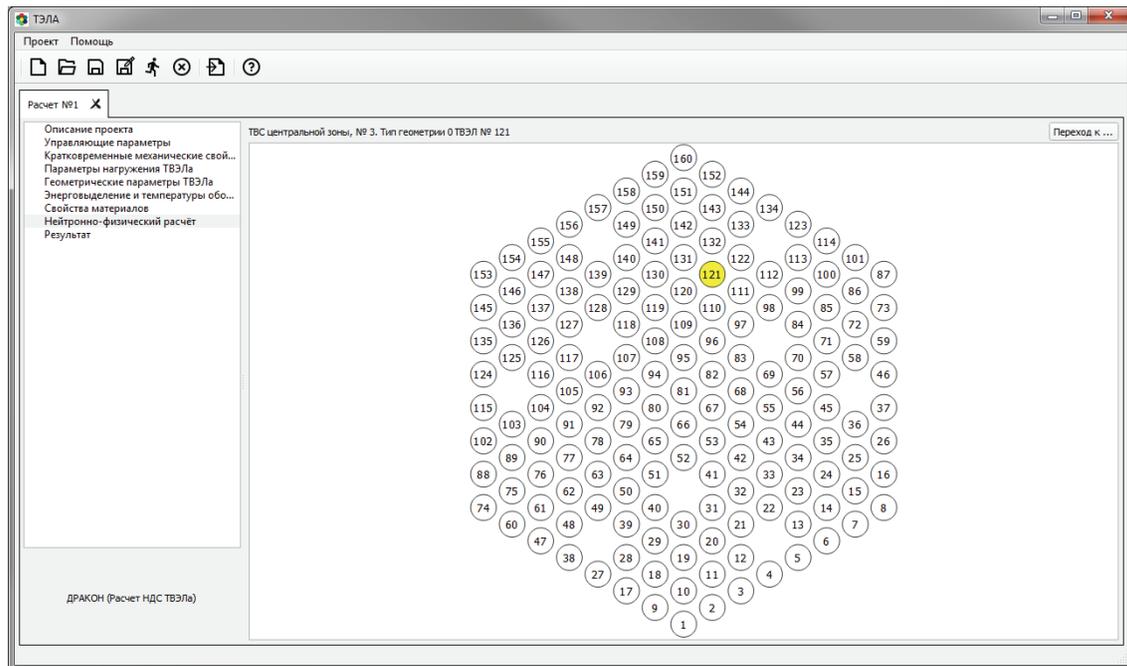


Рис. 3. Выбор твэла (выделен желтым цветом)

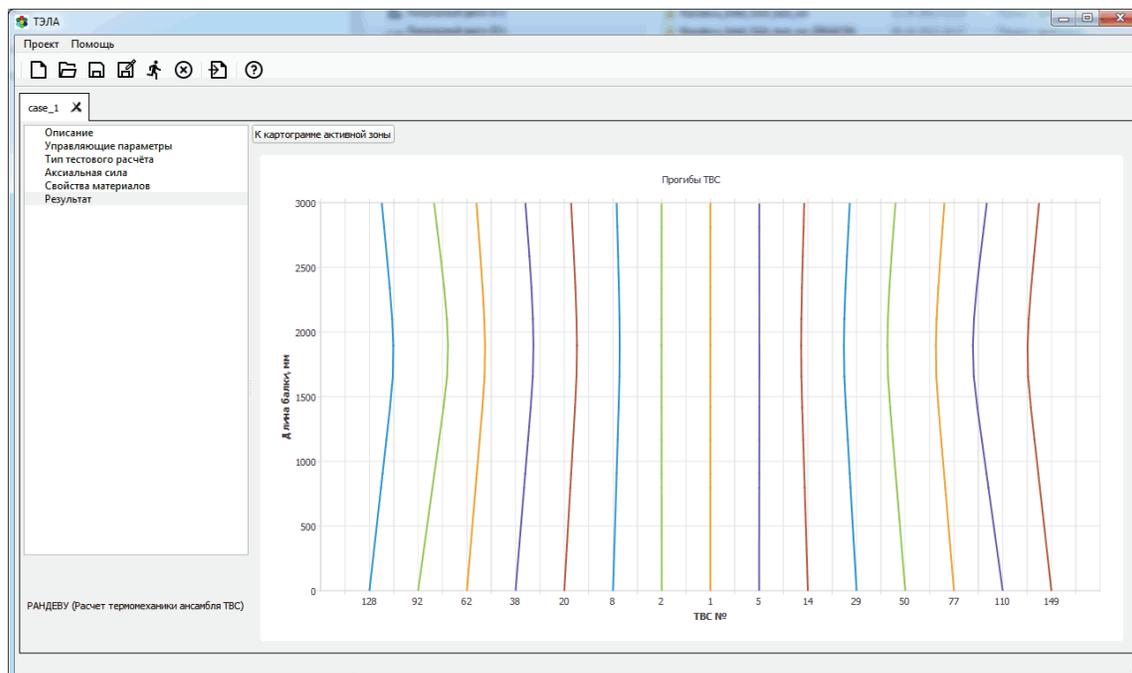


Рис. 4. Распределение прогибов для группы ТВС по высоте балки

Верификации работы программ в среде Платформы и верификации самой Платформы

На примере разработанных аналитических тестов [6] – [9] продемонстрирована работа Платформы, в качестве аналитических тестов рассмотрены задачи:

- поиска свободного прогиба ТВС активной зоны реактора под влиянием градиента температур (рассмотрены задачи с линейным и нелинейным градиентами температуры твэлов);

- поиска свободного прогиба ТВС из-за удлинения за счет давления и температуры.

Для верификации работы программ в среде Платформы и верификации самой Платформы на примере аналитических тестов показана цепочка последовательных расчетов ДРАКОН — ТЕРЕМОК, ДРАКОН — РАНДЕВУ, в которых программы ТЕРЕМОК и РАНДЕВУ используют результаты расчетов программы ДРАКОН по удлинению твэлов.

Оценивалась точность расчета свободных прогибов ТВС с использованием кодов ТЕРЕМОК и РАНДЕВУ. Выполнены варианты расчетов осевой деформации твэлов или по температурному удлинению твэлов (температурное удлинение твэлов рассчитывалось в теле программ ТЕРЕМОК и РАНДЕВУ) или с использованием результата расчета по коду ДРАКОН (удлинения твэлов за счет давления под оболочкой твэла и температуры).

Опираясь на данные результатов нейтронно-физического и теплогидравлического расчетов активной зоны, коды в составе разработанной Платформы позволяют провести расчет НДС твэлов для оценки их возможного удлинения и на основании удлинений твэлов оценить искривление отдельной ТВС и ансамбля ТВС активной зоны. Такие расчеты в среде Платформы могут быть использованы для консервативной оценки работоспособности а.з. реактора.

Литература

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ ДРАКОН №2018612676 от 21.02.2018.

2. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ ТЕРЕМОК №2018612677 от 21.02.2018.
3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ РАНДЕВУ №2018612675 от 21.02.2018.
4. *Лихачев Ю. И., Матвеев Л. В.* Метод расчета усилий взаимодействия и деформаций ТВС быстрого реактора // Атомная энергия. — 1985. — Т. 58. — Выпуск 4.
5. *Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Фоломеев В.И.* Метод расчета продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках // Ядерная энергетика. — 2002. № 2. — С. 44.
6. *Тимошенко С. Т.* Сопротивление материалов. Т. 1 — М.: Гос. изд. физ-мат. литературы, 1960.
7. *Тимошенко С.П.* Сопротивление материалов. Том 2. Более сложные вопросы теории и задачи. — М.: Наука, 1965.
8. *Бойченко Г.А.* Осесимметричная задача теории упругости : учебное пособие / Под ред. Е.П. Кудрявцева. — М: Московский ордена Ленина энергетический институт, 1965. — С. 12 – 14.
9. *Лурье А.И.* Теория упругости. — М.: Наука, 1970. С. 335 – 337.

*С. М. Ганина, В. И. Фоломеев, О. И. Ачаковский,
А. Г. Исаков, Т. П. Сокол*

Разработка интерактивной системы использования ядерных данных» (ИСИДА)

«Интерактивная система использования ядерных данных» (ИСИДА) — это WPF (Windows Presentation Foundation) приложение для научных сотрудников и инженеров-физиков.

Идея создания приложения возникла из-за потребности в простом и доступном инструменте для упрощения работы с ядерными данными и подготовки констант в групповом и непрерывно-энергетическом приближениях из международных библиотек оцененных ядерных данных (ОЯД) для проведения расчетов быстрых реакторов.

Разработанная пилотная версия приложения ИСИДА является программой-визуализатором, позволяющей пользователю получить доступ к числовым значениям и графическому представлению ядерных данных. Программа имеет гибкую систему для быстрого доступа к «открытому» представлению имеющейся в базах данных информации, как непосредственно в процессе их формирования, так и при сравнении с имеющимися аналогичными данными в современных версиях мировых библиотек ОЯД (в формате ENDF/B, JENDL, JEFF, TENDL, CENDL и др.).

ИСИДА содержит в себе большой структурированный архив библиотек ОЯД. Программа существенно облегчает задачу сохранения накопленного за долгие годы опыта по оценке ядерных данных и алгоритмов работы с ними.

Оболочка новой цифровой платформы разработана на языке программирования C# («Си-шарп»). Выполнено интегрирование в нее российской библиотеки нейтронных данных РОСФОНД [1] с возможностью подключения любых других библиотек ОЯД (в том числе библиотеки пользователя) в формате ENDF-6 [2]. Разработан графический модуль для визуализации сечений и сравнения с аналогичными данными. На сегодняшний день в ИСИДу внедрен модуль автоматизированной подготовки констант в форматах,

потребляемых как прецизионными кодами метода Монте-Карло (формат ACE), так и инженерными ПС, проводящими многогрупповые расчеты (формат БНАБ).

Разработка архитектуры интерактивной платформы

Для сохранения огромного, накопленного за долгие годы, опыта работы с библиотеками ядерно-физических данных различного назначения, с одной стороны, и с точки зрения конкурентоспособности, с другой стороны, пришло понимание в необходимости создания цифровой платформы для хранения, визуализации и обработки ядерных данных на базе российской национальной библиотеки нейтронных данных РОСФОНД.

Архитектуру интерактивной платформы можно разбить на три крупных блока.

Первый блок — блок работы с файлами РОСФОНД. Он обеспечивает быстрый доступ к базам данных и числовым значениям, графическое представление имеющейся информации, сравнение с аналогичными данными из имеющихся современных версий мировых библиотек ОЯД (ENDF/B, JENDL, JEFF, TENDL, CENDL и др.).

Второй блок — блок подготовки файлов ОЯД для нейтронно-физических расчетов. Он осуществляет автоматическую подготовку библиотек констант для их использования в практических расчетах, как для прецизионных кодов метода Монте-Карло (формат ACE), так и для инженерных многогрупповых расчетов (формат БНАБ и др.). В этом же блоке предусмотрена возможность подготовки малогрупповых проблемно-ориентированных библиотек констант для расчетов различных типов реакторов (БН-1200, СВБР, БРЕСТ, МБИР и др.).

Третий блок обеспечивает верификацию/валидацию созданных на предыдущем этапе библиотек пользователя. Работа этого блока заключается в проведении верификационных расчетов и основывается на автоматизированном сравнении полученных расчетных данных с результатами бэнчмарк-экспериментов, информация по которым также содержится в системе.

Организация работы с оцененными ядерными данными

На первом этапе работы создана пилотная версия цифровой платформы ИСИДА с интерактивным интерфейсом и достаточно простым и удобным графическим модулем. В цифровую платформу интегрирована российская библиотека нейтронных данных РОСФОНД, при этом существует возможность подключения любой другой библиотеки ОЯД, в том числе зарубежной, в формате ENDF-6. Разработанный графический модуль позволяет проводить визуализацию сечений и сравнение с другими аналогичными данными.

Для подключения графического модуля выполнена работа по переработке файлов РОСФОНД в формат, адаптированный для системы ИСИДА (который можно получить с использованием, например, кода NJOY [3]).

В результате получены адаптированные файлы, которые содержат значения зависимостей сечений от энергии для всех нуклидов.

Одной из поставленных задач в ходе создания системы было предоставление пользователю возможности просматривать и сравнивать графически зависимости сечений от энергий для разных ядерных реакций. Основой для создания графического модуля стала библиотека нейтронных данных РОСФОНД-2010 [4], данные которой содержатся в формате ENDF-6 и представлены в виде нуклидной карты (рис. 1).

После выбора нуклида в карте системы, пользователь получает доступ к графическому представлению данных, а именно: программа строит по нему график или

составляет таблицу с числовыми значениями зависимости сечения реакции от энергии (в соответствии с выбором пользователя).

Для оценки построенных графиков на основе расчетных значений было проведено их сравнение с графиками, построенными в ПС JANIS [5] на основе данных РОСФОНД-2010. На рисунке 2 представлен график сравнения зависимостей полного сечения от энергии для U-235.

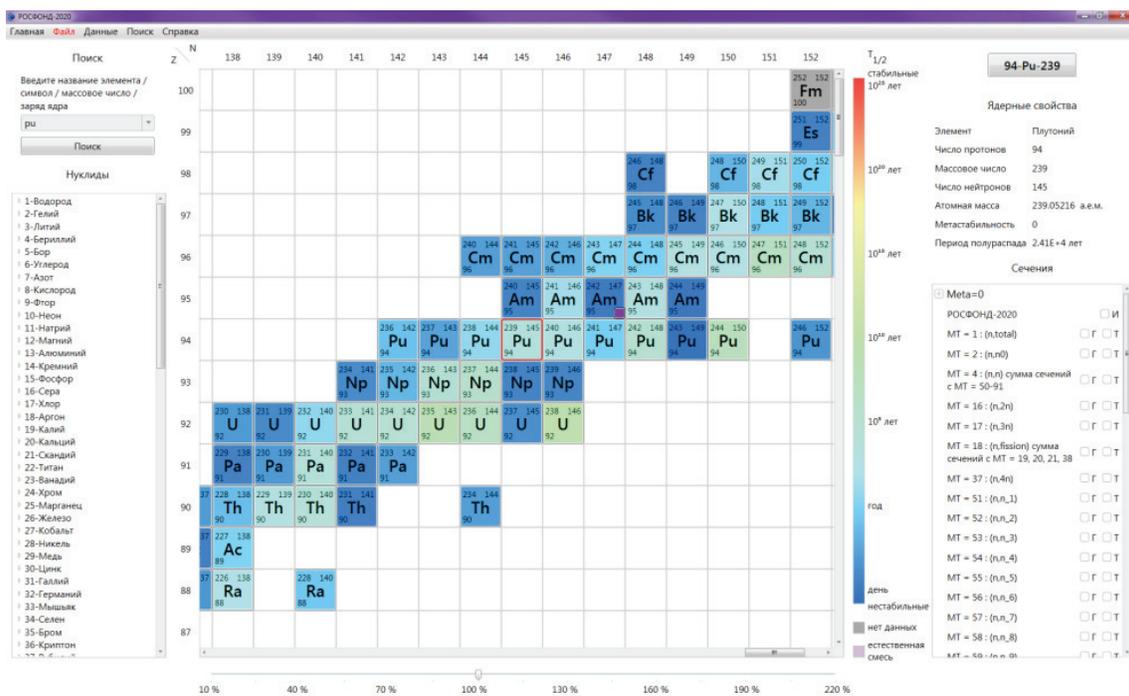


Рис. 1. Рабочее окно программы ИСИДА (нуклидная карта)

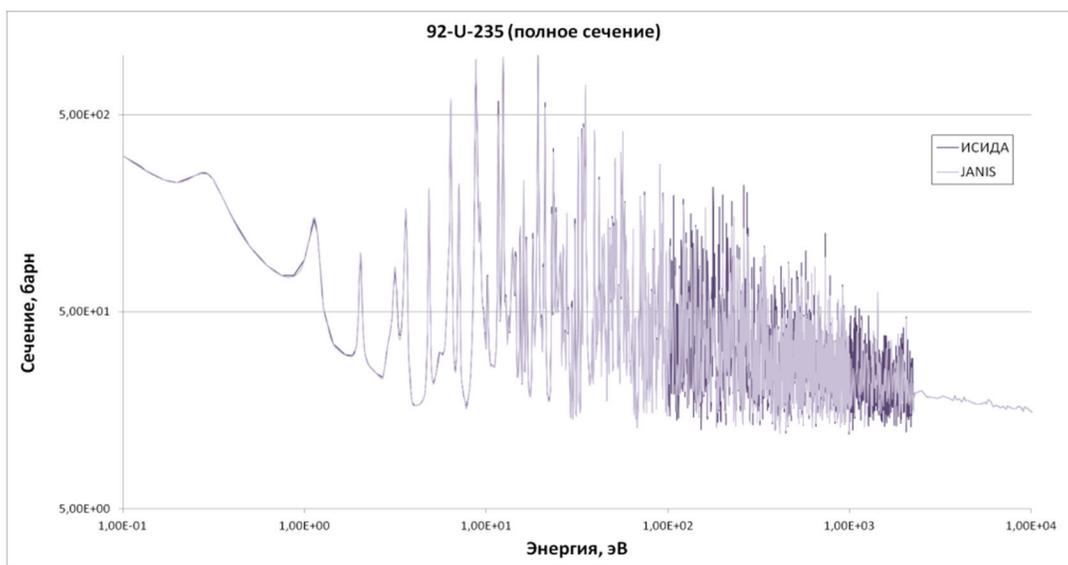


Рис. 2. Сравнение графиков зависимостей полного сечения от энергии для U-235

На рисунке 2 видно, что графики имеют хорошую сходимость, сохраняется ход резонанса. Некоторые расхождения объясняются тем, что для построения графиков было взято различное количество точек, ввиду особенностей выгрузки файла данных из ПС JANIS (файл JANIS содержит интерполированные значения для уменьшения объема выгружаемых данных). Следовательно, можно сделать вывод о том, что программа ИСИДА является конкурентноспособным аналогом ПС JANIS.

Организация работы в модуле переработки файлов

Модуль переработки файлов ОЯД подготавливает файлы в формате ACE и БНАБ для детального расчета по программе MCNP или группового, соответственно.

Для того чтобы система подготовила библиотеку данных в нужном формате, пользователю необходимо добавить свою библиотеку в систему, выбрать путь к рабочей папке, в которой будет формироваться библиотека в новом формате, и задать значение изменяемого параметра, температуры например, как показано на рисунке 3.

Как видно из рисунка, изменяемыми параметрами входного задания являются название нуклида (считывается системой автоматически из файла подключенной библиотеки) и расчетная температура.

После завершения работы модуля, пользователь в указанной рабочей папке получает доступ к подготовленным данным, входному и выходному файлам, содержащим описание процесса работы модулей NJOY и возможные ошибки.

На данном этапе работ автоматизированная подготовка констант в формате ACE успешно прошла верификацию подготовленных файлов.

На сегодняшний день подготовка групповых констант находится на этапе отладки. Кроме того, планируется добавление программы GRUCON (отечественный аналог NJOY), также подготавливающей константы для расчетов в многогрупповом и непрерывно-энергетическом представлениях.

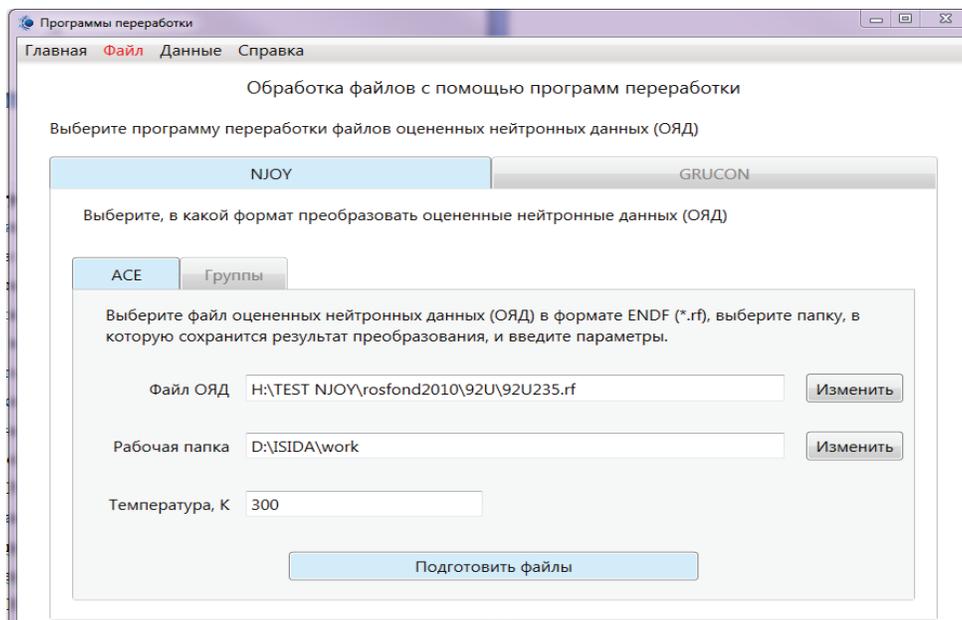


Рис. 3. Окно программы переработки ядерных данных

Литература

1. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Коцеев В.Н., Николаев М.Н.* РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1–2. — С. 3 – 21.
2. Формат ENDF-6: <https://www-nds.iaea.org/exfor/x4guide/manuals/endl-manual.pdf>
3. *Macfarlane, Robert Muir, Douglas W Boicourt, R.M. Kahler, Albert Comstock III Conlin, Jermy Lloyd.* The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016.
4. *Blokchin A.I., et al.* Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries // Proc. of Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, U.S., ORNL, ANS, 1994, Vol.2, p.695.
5. *N. Soppera, V. Bossant, E. Dupont.* JANIS 4: An improved Version of the NEA Java-based Nuclear Data Information System., Nuclear Data Sheets, Volume 120, June 2014, P. 294.

А. А. Перегудов, Д. В. Панова, Я. В. Дьяченко, Т. П. Сокол

Результаты верификации нейтронно-физических кодов для расчетов ИЯУ МБИР

Главной целью реактора МБИР [1] в силу его исследовательского характера является формирование высокой плотности потока нейтронов, причем достаточно жесткого спектра. Плотность потока нейтронов (ППН) в активной зоне должна достигать более $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, при этом в ячейках, предназначенных для размещения экспериментальных устройств в центральной части активной зоны, ППН должен быть близок к $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, а на периферии активной зоны — близок к $2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Расчеты в рамках проекта показывают, что доля быстрых нейтронов в активной зоне составляет около 0,7, средняя энергия нейтронов в активной зоне — 0,6 МэВ.

Программное средство (ПС), предназначенное для обоснования параметров и характеристик МБИР, должно обладать возможностью с хорошей точностью рассчитывать ППН и спектральные характеристики потока в разных объемах активной зоны и бокового экрана.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были разработаны программные средства для использования в расчетах нейтронно-физических характеристик (НФХ) исследовательской ядерной установки (ИЯУ) многоцелевого быстрого реактора МБИР: ММКС [2], ММККЕНО [3], TRIGEX [4].

Эти программы для ЭВМ аттестованы и широко применяются в расчетах реакторов БН-600, БН-800 и БН-1200, а также при планировании и анализе критических экспериментов на стендах БФС.

Для верификации ПС выполнены нейтронно-физические расчеты моделей критических экспериментов на реакторе БН-600 [5] и исследовательском реакторе БОР-60 [6], на зарубежных реакторах JOYO [7] и FFTF [8], на критических сборках БФС-111 [9] и ZPR [10]; расчеты модели активной зоны ИЯУ МБИР.

ПС ММКС. Программа для ЭВМ ММКС является прецизионным трехмерным кодом метода Монте-Карло. Программа предназначена для расчета эффективного коэффициента размножения активных зон быстрых реакторов и полей нейтронов с

детальным описанием всех элементов конструкций реакторной установки, с использованием детальных по энергии файлов нейтронных сечений.

Используются геометрические модули: OOBHEX — для расчета реакторов, геометрия которых содержит гексагональные кассетные структуры; OOBGM — для расчета систем, геометрия которых содержит гексагональные и квадратные кассетные структуры; HEXBL — для расчета правильных гексагональных ячеек или реакторов со сложной внутренней конструкцией, где расчетная область может включать несколько сочлененных рядов правильных гексагональных кассет, которые могут входить в нее целиком или частью своего объема.

ПС ММККЕНО. Программа для ЭВМ ММККЕНО предназначена для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов реальной трехмерной композиции в многогрупповом приближении с представлением индикатрис рассеяния для материалов (физических зон) реактора в Pn-приближении.

ПС ММККЕНО позволяет достичь результата с заданной степенью точности в десятки раз быстрее аналогичных зарубежных многогрупповых программ. Это достигается за счет того, что в ПС ММККЕНО используются геометрические модули, специализированные для расчета систем с определенной геометрической структурой (треугольная или квадратная решетка ТВС), а не универсальные геометрические модули.

Используются геометрические модули: OOBHEX, OOBGM, HEXBL, HRAN — для расчета систем с квадратными или прямоугольными кассетными структурами, а также для расчетов квадратных или прямоугольных ячеек.

ПС TRIGEX. Комплекс программ TRIGEX — это диффузионный, многогрупповой трехмерный код расчета активной зоны реакторов типа БН. Он предназначен для проведения инженерных исследовательских, проектных и эксплуатационных расчетов реакторной установки.

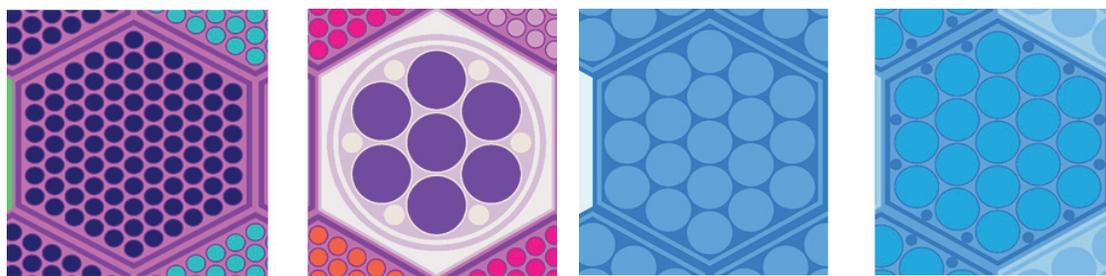
С помощью совместного использования программы для ЭВМ TRIGEX с программами ММККЕНО и ММКС под управлением оболочки TRIUM может проводиться многогрупповой (26, 28 и 299 групп) или детальный по энергии расчет реактора методом Монте-Карло.

МБИР — многофункциональный быстрый исследовательский реактор с натриевым охлаждением тепловой мощностью 150 МВт.

За счет использования тонких твэлов он отличается высокой теплонапряженностью и высокой плотностью нейтронного потока — до $5,3 \cdot 10^{15}$ н/см²с. Активная зона этого реактора состоит из 93 ТВС (тепловыделяющая сборка), содержащих по 91 твэлу каждая.

Активная зона управляется 8 органами СУЗ (система управления и защиты) различного назначения. Для выполнения исследовательских работ в активной зоне предусмотрены 17 ячеек под экспериментальные и материаловедческие сборки. Кроме того, в проекте предусматриваются 3 петлевых канала (центральный и 2 периферийных), каждый из которых занимает объем семи ячеек [11].

Примеры используемых в расчетах по программе для ЭВМ ММКС и ММККЕНО геометрий представлены на рисунке: а) ТВС — тепловыделяющая сборка, б) РО СУЗ — регулирующие органы системы управления и защиты, в) СБЭ — сборка бокового экрана, г) ВРХ — внутриреакторное хранилище. В расчетах с частичной гомогенизацией моделей перспективных быстрых реакторов топливные зоны ТВС и зоны с поглотителем РО СУЗ описываются детально с выделением отдельно зон с топливом и поглотителем, а натрий и сталь замешиваются вместе. При гетерогенных расчетах все ТВС задаются детально.



а) ТВС

б) РО СУЗ

в) СБЭ

г) ВРХ

Представление ячеек в расчетах по программам для ЭВМ ММКС и ММККЕНО

Результаты верификации

Для верификации ПС ММКС, ММККЕНО и TRIGEX использована имеющаяся информация по экспериментам на установках БН-600, JOYO, FFTF, исследовательском реакторе БОР-60, критических сборках БФС и ZPR-3-54, информация по расчетным тестам ИЯУ МБИР. Для целей кросс-верификации привлечены результаты расчетов по аттестованной программе метода Монте-Карло MCU-BR [12]. В данной работе эти результаты применительно к расчетам ИЯУ МБИР используются в качестве реперных.

Расчеты величины критичности $K_{эф}$ выполнены с константами БНАБ-93 [13] и БНАБ-РФ [14] по программе TRIGEX, ММККЕНО и ММКС для гомогенных моделей ТВС, составленных на основе задания на TRIGEX, и гетерогенных моделей (детально были заданы ТВС активной зоны и органы СУЗ):

- по TRIGEX с учетом аппроксимации (7 точек на кассету);
- по ММККЕНО в P5-приближении в 299-ти группах;
- по ММКС с использованием детальных зависимостей сечений из файлов РОСФОНД [15] и ENDF/B-VII.1.

Эффект гетерогенности, оцененный в расчетах методом Монте-Карло, составляет примерно $+0,2\% \Delta k/k$ *. Методическая поправка к гомогенному диффузионному расчету по программе TRIGEX с константами БНАБ-93, рассчитанная методом Монте-Карло, положительна и составляет $+2,1\% \Delta k/k$.

Расчеты плотности потока нейтронов в активной зоне и в избранных сборках бокового экрана и ВРХ проведены по программе TRIGEX в 26 группах, по программе метода Монте-Карло ММККЕНО в 299 группах. Проведено сравнение полученных величин по программам TRIGEX и ММККЕНО с величинами, полученными по программе MCU BR.

Расчеты аксиальных распределений ППН и ППБН (плотность потока быстрых нейтронов) по программе для ЭВМ TRIGEX показали, что в топливной части максимальные отклонения составляют для топливной сборки в центральной части активной зоны в начале интервала 4,7 %, в конце интервала 2,6 %. В конце интервала для сборки на периферии зоны отклонение составляет 1,05 %, и для сборки бокового экрана 1,9 %. Для программы ММККЕНО максимальные отклонения составили, соответственно: 3,6 %, 1,2 %, 1,0 % и 5,1 %.

* В этих расчетах все стержни извлечены из активной зоны, поэтому эффект гетерогенности включает только гетерогенную структуру ТВС.

Достигнутые точности

Достигнутые погрешности расчета по программам для ЭВМ ММКС, ММККЕНО и TRIGEX представлены в таблице и оценены как максимальное отклонение или среднеквадратичное отклонение.

Погрешности расчета ПС

Нейтронно-физические характеристики	TRIGEX, %	ММКС, %	ММККЕНО, %
Коэффициент размножения ¹	±0,5	±0,5	±0,4
Эффективность РО СУЗ ² :			
РО РР	+23	± 6	±14
РО КР	+23		±14
РО АЗ	+24		±14
РО АР	+10		±10
НПЭР ¹	±0,08 Δk/k		±20 отн.
Температурный коэффициент реактивности ¹	±7 отн.		±10 отн.
Мощностной коэффициент реактивности ¹	±10 отн.		±3,2
Плотность полного потока нейтронов ² :			
в активной зоне	±8	±5	±8
ИЭУ	±15	±10	±15
ОТВС	±23	±10	±15
ЗВРХ	±15	±10	±15
СБЭ	±15	±10	±15
РО СУЗ	±15		±15
ТЭ	±30		±30
Плотность потока быстрых нейтронов ² :			
в активной зоне	±10		±8
ИЭУ	±18		±15
РО СУЗ	±15		±15
Мощность ТВС ²	±20		±0,8

1 – Получено путем сопоставления с результатами измерений.
2 – Получено путем сопоставления с результатами расчетов по программе MCU-BR, с учетом погрешности программы.

Выводы

В работе представлены результаты этапа верификации программ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для ЭВМ ММКС, ММККЕНО и TRIGEX с целью обоснования расширения области применения их для расчетов реактора на быстрых нейтронах ИЯУ МБИР.

Литература

1. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А., Малышева И.В., Коробейникова Л.В., Маслов П.А., Деменева И.В. О возможности использования в реакторе МБИР различных видов топлива // Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). — Екатеринбург, 26–29 июня 2017. — Вена: МАГАТЭ, 2017. — С. 185. — <https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf>.
2. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона // Сб. докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2012. — г. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012.
3. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/MMKKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении : Препринт ФЭИ-2887. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2001.
4. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90 : Препринт ФЭИ-2655. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 1997.
5. Khomyakov Yu.S., Kotchetkov A.L., Moiseev A.V. et al. Measurements of power profile of the BN-600 commercial fast reactor by gamma-scanning and analytical studies of experimental data // Proc. Int. Conf. Advances in Nuclear Analysis and Simulation (PHYSOR-2006). Vancouver, British Columbia, Canada, 2006.
6. НИИАР БОР-60. URL: <http://www.niiar.ru/sites/default/files/bor60>
7. Japan's Experimental Fast Reactor JOYO MK-I Core: Sodium-Cooled Uranium-Plutonium Mixed Oxide Fueled Fast Core Surrounded by UO₂ Blanket : International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (2006)1, OECD-NEA, March 2009 Edition.
8. John D. Bess et al. Evaluation of the Initial Isothermal Physics Measurements at the Fast Flux Test Facility, a Prototypic Liquid Metal Fast Breeder Reactor (FFTF-LMFR-RESR-001): Report INL/EXT-09-16524, March 2010.
9. Матвеевко И.П., Цибуля А.М., Двухшерстнов В.Г. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1986—2011 гг. // Труды междунар. конференции «50 лет БФС». — Обнинск, 2012. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012. — С. 7 – 8.
10. International Handbook of Evaluation Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, September 2012 Edition. (т. 1 –т. 9).
11. MSU-BR. Аттестационный паспорт программного средства, № 552 от 28.12.2021.
12. Гулевич А.В., Клинов Д.А. Многосторонняя программа исследований Международного Центра Исследований на базе реактора МБИР. Предложения по направлениям исследований (топливо и материалы) на десятилетний период 2025 – 2035 / Госкорпорация «Росатом». Версия от 12.04.19.
13. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАЯТ, Серия «Ядерные константы». — 1996. — Вып. 1.
14. Кощев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014.
15. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД — российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1 – 2.

Ю. В. Левченко, Г. Н. Мантуров, И. В. Малышева

Энергетические спектры ядер отдачи и заряженных частиц при взаимодействии нейтронов с энергиями до 20 МэВ с ядрами ^{14}N

Нейтроны как естественного, так и антропогенного происхождения, взаимодействуя с ядрами атомов компонентов атмосферы, вызывают потоки заряженных частиц из реакций (n, p) , (n, α) , в том числе ядер отдачи из реакций упругого и неупругого рассеяния нейтронов. Заряженные частицы различных энергий, распространяясь в воздухе, взаимодействуя атомами и молекулами компонентов, создают в нем атомы, молекулы и ионы в возбужденных состояниях, являющиеся источником электромагнитного излучения.

По мощности источника электромагнитных волн можно оценить мощность первичного источника радиоактивного излучения. Данные об энергетических спектрах вторичных заряженных частиц (протонов и альфа-частиц) позволят дистанционно определить мощность этого источника. Безусловно, в ионизацию воздуха будут вносить вклад частицы, спектры которых можно оценить по спектрам нейтронов, представленных в файлах оцененных нейтронных данных ENDF/b-VII [1] и РОСФОНД [2]. Тем не менее остается открытым вопрос о вкладе реакций с вылетом заряженных частиц в ионизацию воздуха. Для ядра мишени ^{14}N и энергии налетающих нейтронов ниже 20 МэВ в библиотеках оцененных нейтронных данных ENDF/b-VII [1] и РОСФОНД [2], а также в научной литературе отсутствуют данные как по спектрам заряженных частиц из реакций (n, p) и (n, α) , так по спектрам соответствующих ядер отдачи.

В данной работе с помощью программного комплекса TALYS [3] проведены расчеты спектров протонов, альфа-частиц и ядер отдачи, образующихся при взаимодействии нейтронов с энергией до 20 МэВ с ядрами основного компонента атмосферного воздуха — изотопа ^{14}N .

Взаимодействия нейтрона с ядром ^{14}N

При взаимодействии нейтронов с энергией до 20 МэВ с ядрами азота нас будут интересовать сечения реакций с вылетом протонов, альфа-частиц: $\sigma_{n,p}(E_n)$, $\sigma_{n,\alpha}(E_n)$ и соответствующие энергетические спектры ядер отдачи.

В программном комплексе TALYS в едином подходе рассчитываются вклады различных механизмов реакции в различных каналах реакции, опираясь на современные представления о механизмах ядерных реакций и модели ядер. Для расчетов сечений взаимодействия для каждого типа реакций и каждого механизма реакции используются квантово-механические модели с параметрами, подобранными по экспериментальным данным и систематикам.

Программный комплекс использует базу ядерных данных о массах ядер, дискретных энергетических уровнях ядер, параметрах деформации ядер, параметрах плотности уровней, барьерах деления и параметрах для расчетов выходов гамма лучей. База данных основана на рекомендованной секцией ядерных данных МАГАТЭ библиотеке параметров моделей ядер для расчетов и оценки различных сечений ядерных реакций [4].

В расчетах по оптической модели для нейтронов и протонов используются глобальные параметры оптических потенциалов, рекомендованные в работе [5]. Параметры подобраны по описанию огромного объема экспериментальных данных как по угловым распределениям, так и по интегральным сечениям различных реакций. Для

конкретных, особенно легких ядер параметры глобальных оптических потенциалов могут давать неоптимальное описание ядерных данных.

Для выбора параметров оптического потенциала дейтронов, тритонов и альфа-частиц используется подход, предложенный в работе [6], в котором в качестве исходных параметров оптического потенциала выбираются параметры глобального оптического потенциала для нейтронов и протонов [5]. Из этих параметров получают параметры оптического потенциала для сложных частиц.

В программе TALYS энергетические спектры ядер отдачи в ЛСК получены путем усреднения спектров в СЦИ по углам вылета и для средней скорости СЦИ в данном энергетическом интервале.

Рассчитанный по программе TALYS энергетический ход сечений как для реакции (n, p) , так и для реакции (n, α) не воспроизводит его резонансный характер и заметно отличается как от экспериментальных данных, так и от рекомендованных данных библиотек. Поэтому рекомендуется рассчитанные энергетические спектры заряженных частиц и ядер отдачи нормировать на экспериментальные или на рекомендованные значения сечений.

В формировании жесткой части энергетических спектров как нейтронов, так и спектров заряженных частиц прямой механизм реакции вносит существенный вклад. При этом остаточные ядра будут находиться либо в основном состоянии, как это происходит при упругом или квазиупругом процессе, либо в одном из возбужденных состояний.

Вклад прямого механизма в нейтронных реакциях с вылетом заряженных частиц рассчитывается в программе TALYS методом искаженных волн с учетом экспериментальных значений параметров квадрупольных деформаций ядер для каждого состояния.

Вклад предравновесного механизма в программе TALYS рассчитывается по двухкомпонентной обобщенной модели предравновесных процессов [9], [10]. Параметры двухчастичного взаимодействия выбраны и систематизированы из описания широкого набора экспериментальных данных по спектрам испускания нуклонов.

В программе TALYS пересчет спектров частиц из системы центра масс в лабораторную систему проводится по усредненным по углам дважды дифференциальным спектрам протонов в системе центра инерции. Поэтому монолинии в системе центра масс при переходе в лабораторную систему координат преобразуются в колоколообразные кривые, ширина которых определяется возможностью вылета протона под различными углами к направлению падающей частицы в системе центра масс.

В качестве примера на рисунке 1 для начальной энергии нейтронов 20 МэВ приводятся результаты расчета энергетического спектра протонов из реакции $^{14}\text{N}(n, p)$ по программе TALYS в сравнении с результатами расчетов протонных спектров реакций $^{14}\text{N}(n, xp)$ работы [8].

Различие в форме спектров протонов в мягкой части связано с вкладом испарительных протонов из реакции множественного испускания (n, xp) . Различие в жесткой части связано с различными моделями, используемыми для описания неравновесных процессов с вылетом первого протона. Для нейтронов с энергией 20 МэВ расчеты сечения реакции (n, p) по программе TALYS дают значение 62,7 мб, а данные из библиотек рекомендованных нейтронных сечений 21,68 мб.

На рисунках 2 и 3 представлены рассчитанные по программе TALYS спектры протонов для энергий налетающих нейтронов 15, 5, 4, 3, 2,7 и 2 МэВ, нормированные на значения интегральных сечений реакции (n, p) при соответствующих энергиях налетающего нейтрона из библиотеки РОСФОНД.

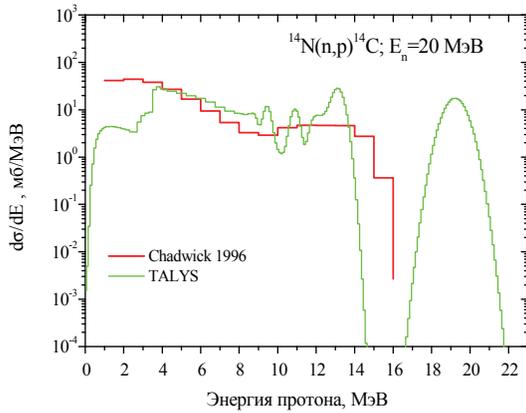


Рис. 1. Сравнение результатов расчетов спектров протонов из реакции $^{14}\text{N}(n, p)$ по программе TALYS для энергии нейтрона 20,0 МэВ с результатами работы [8]

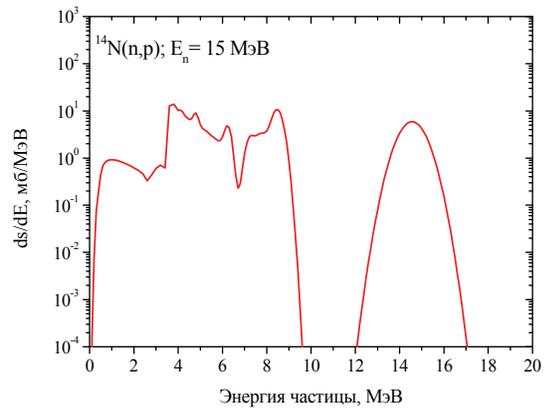


Рис. 2. Энергетический спектр протонов из реакции $^{14}\text{N}(n, p)$ для энергий нейтронов 15 МэВ

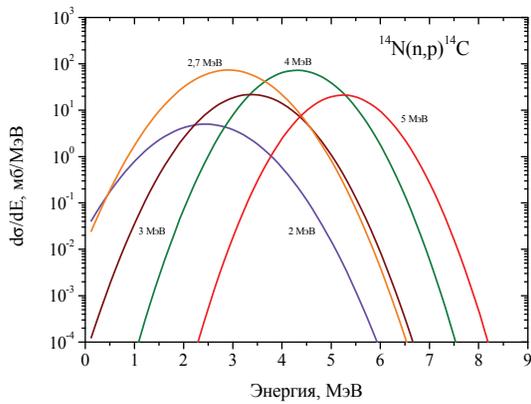


Рис. 3. Энергетические спектры протонов из реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ для энергий нейтронов 5, 4, 3, 2,7 и 2 МэВ

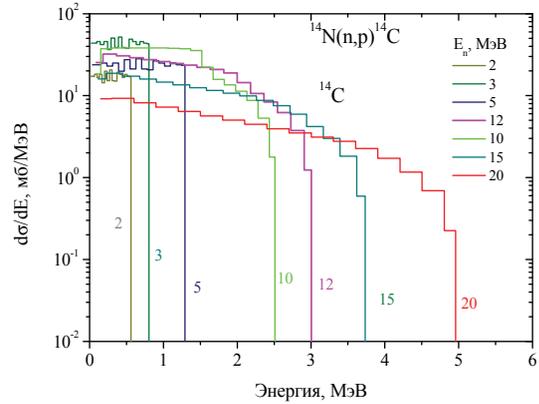


Рис. 4. Энергетические спектры ядер отдачи из реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ для энергий нейтронов от 2 до 20 МэВ. Цифры у кривых — энергия нейтрона в МэВ

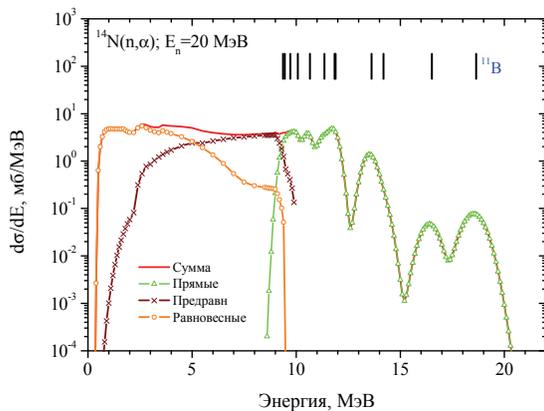


Рис. 5. Вклады различных механизмов в формирование спектра альфа-частиц из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)$ для нейтронов с энергией 20 МэВ

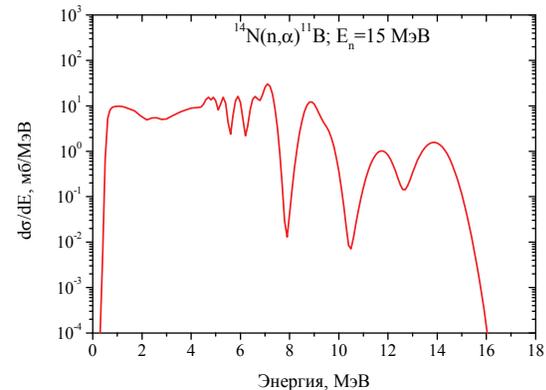


Рис. 6. Энергетический спектр альфа-частицы из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)$ для энергий нейтронов 15 МэВ

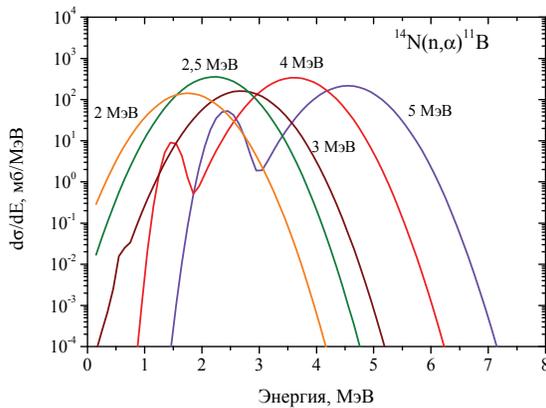


Рис. 7. Спектры альфа-частиц из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$ для $E_n=2, 2,5, 3, 4$ и 5 МэВ

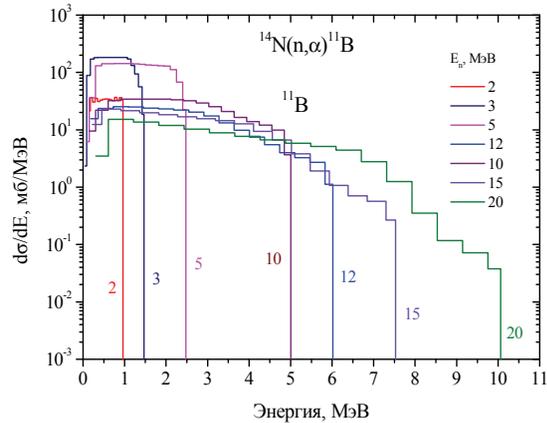


Рис. 8. Спектры ядер-отдачи из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$. Цифры у гистограмм обозначают энергии налетающих нейтронов

Первое возбужденное состояние ядра ^{14}C при энергии 6,09 МэВ может заселяться при энергии нейтронов выше 6 МэВ, поэтому для нейтронов с энергией ниже 6 МэВ ядро ^{14}C остается только в основном состоянии, а в спектрах протонов остается только один широкий пик (рис. 3).

Энергетические спектры ядер отдачи ^{14}C , соответствующие спектрам испущенных протонов, представленных на рисунках 1 – 3, показаны на рисунке 4 для энергий нейтронов от 2 до 20 МэВ. Цифры у гистограмм обозначают энергию налетающего нейтрона. Энергетические спектры ядер отдачи нормированы на рекомендованные сечения реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ из библиотеки РОСФОНД.

Рассчитанные по программе TALYS энергетические спектры альфа-частиц из реакции (n, α) для различных энергий нейтронов представлены на рисунках 5 – 7.

На рисунке 5 представлены вклады различных механизмов в формирование спектра альфа-частиц из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)$ для нейтронов с энергией 20 МэВ. Сплошная линия — спектр альфа-частицы, линия с треугольниками — спектр альфа-частицы из прямых реакций, линия с крестиками — спектр предравновесных альфа-частиц, линия с кружками — спектр альфа-частиц (равновесных) из составного ядра. Вертикальные короткие линии соответствуют положению возбужденных состояний ядра ^{11}B

Часть спектра альфа-частицы, сформированная в предравновесных процессах, рассчитывается в программе TALYS, реализующей экситонную модель ядерных реакций для сложных частиц из работы [10] с параметрами, выбранными по описанию спектров сложных частиц в различных реакциях.

Отдельные пики в спектрах альфа-частиц соответствуют возбужденным уровням или группе близких возбужденных состояний ядра ^{11}B . При энергии налетающего нейтрона 5 МэВ ядро ^{11}B может остаться либо в основном, либо в первом возбужденном состоянии ($1/2^-, 2,12$ МэВ). При энергиях нейтронов ниже 3 МэВ ядро ^{11}B остается только в основном состоянии, что соответствует одному широкому пику в спектрах альфа-частицы.

Спектры альфа-частиц, нормированные на значения интегральных сечений реакции (n, α) из библиотеки РОСФОНД для этих энергий, проявляют нерегулярное поведение при изменении энергии нейтрона, отражающее резонансный характер сечения реакции (n, α) .

Энергетические спектры ядер отдачи ^{11}B , соответствующие спектрам испущенных альфа-частиц из реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$, представленных на рисунках 5 – 7, показаны на рисунке 8 для энергий нейтронов от 2 до 20 МэВ. Цифры у гистограмм обозначают

энергию налетающего нейтрона. Рассчитанные по программе TALYS энергетические спектры ядер отдачи на рисунке 8, как и спектры альфа-частиц на рисунках 5–7, нормированы на рекомендованные сечения реакции $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$ из библиотеки РОСФОНД.

Заключение

В результате расчетно-теоретических исследований энергетических спектров заряженных частиц при взаимодействии нейтронов с ядрами азота ^{14}N с использованием программного комплекса TALYS установлено, что механизм прямого выбивания протона или альфа-частицы из ядер является существенным в формировании жесткой части спектров протонов и альфа-частиц в реакциях (n, p) и (n, α) при энергиях налетающего нейтрона выше 10 МэВ.

Рассчитанные по программе TALYS энергетические спектры заряженных частиц и ядер отдачи нормированы на рекомендованные значения нейтронных сечений соответствующих реакций.

Данные расчетов энергетических спектров ядер отдачи и заряженных частиц при взаимодействии нейтронов с ядрами азота ^{14}N могут быть использованы при разработке дистанционных методов контроля радиоактивных загрязнений окружающей среды путем регистрации оптического излучения атмосферного воздуха, индуцированного нейтронным излучением [11], [12]. При этом следует учесть вклад ядер отдачи, образующихся при упругом и неупругом рассеянии нейтронов на ядрах азота. Сечения рассеяния и спектры нейтронов в этих реакциях представлены в файлах оцененных данных, и вклад этих процессов в люминесценцию может быть оценен.

Литература

1. *Chadwick M.B., et al.* ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // *Nuclear Data Sheets*, 2011, v. 112, № 12, pp. 2887–2996. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S009037521100113X>.
2. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г.* Национальная Библиотека Оцененных Нейтронных Данных // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1–2. — С. 3 – 21. Доступно на: <https://vant.ippe.ru/year2007/1-2/1501-1.html> (дата обращения 20.05.2022).
3. *Koning A.J., Hilaire S., and Duijvestijn M.C.* TALYS-1.8 A nuclear reaction program. User Manual. 2015, pp.1-535. <http://www.talys.eu>.
4. *Capote R., Herman M., Obložinsky P., Young P.G., Goriely S., Belgya T., Ignatyuk A.V., Koning A.J., Hilaire S., Plujko V., Avrigeanu M., Bersillon O., Chadwick M.B., Fukahori T., Kailas S., Kopecky J., Maslov V.M., Reffo G., Sin M., Soukhovitskii E., Talou P., Yinlu H., and Zhigang G.* RIPL — Reference Input Parameter Library for Calculation of Nuclear Reactions and Nuclear Data Evaluation // *Nuclear Data Sheets*, 2009, v. 110, p. 3107. DOI: [10.1016/j.nds.2009.10.004](https://doi.org/10.1016/j.nds.2009.10.004).
5. *Koning A.J., and Delaroche J.P.* Local and global nucleon optical models from 1 keV to 200 MeV // *Nuclear Physics*, 2003, v. A713, pp. 231–310. DOI: [10.1016/S0375-9474\(02\)01321-0](https://doi.org/10.1016/S0375-9474(02)01321-0).
6. *Watanabe S.* High Energy Scattering of Deuterons by Complex Nuclei // *Nuclear Physics*, 1958, v.8, pp.484-492. DOI: [10.1016/0029-5582\(58\)90180-9](https://doi.org/10.1016/0029-5582(58)90180-9).
7. *Dave J.H., and Gould C.R.* Optical model analysis of scattering of 7- to 15-MeV neutrons from 1-p shell nuclei // *Physical Review C*, 1983, v. 28, pp. 2212–2221. DOI: [10.1103/PhysRevC.28.2212](https://doi.org/10.1103/PhysRevC.28.2212).
8. *Chadwick M.B., and Young P.G.* Calculation and Evaluation of Cross Sections and Kerma Factors for Neutrons up to 100 MeV on ^{16}O and ^{14}N // *Nuclear Science and Engineering*, 1996, v. 123, pp. 1–16. DOI: [10.13182/NSE96-A24209](https://doi.org/10.13182/NSE96-A24209).
9. *Kalbach C.* Systematics of continuum angular distributions: Extensions to higher energies // *Physical Review*, 1988, v. C37, pp. 2350–2370. DOI: [10.1103/PhysRevC.37.2350](https://doi.org/10.1103/PhysRevC.37.2350).

10. *Kalbach C.* Preequilibrium reactions with complex particle channels // *Physical Review*, 2005, v. C71, 034606. DOI: 10.1103/PhysRevC.71.034606.
11. *Будник А.П., Лунев В.П.* Свечение ночного неба : Препринт ФЭИ-3139. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2008. — 61 с. <https://studylib.ru/doc/2016002/svechenie-nochnogo-neba>.
12. *Будник А.П., Лунев В.П., Свиньин И.Р., Сипачев А.В.* Математическое моделирование люминесценции под действием радиоактивного излучения космического и земного происхождения : Препринт ФЭИ-3138. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2008. — 31 с.

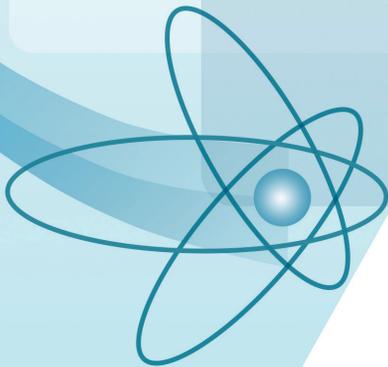
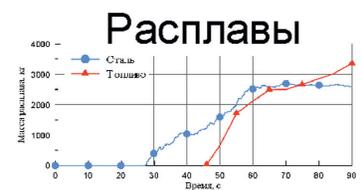
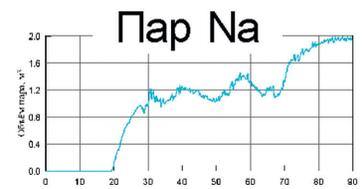
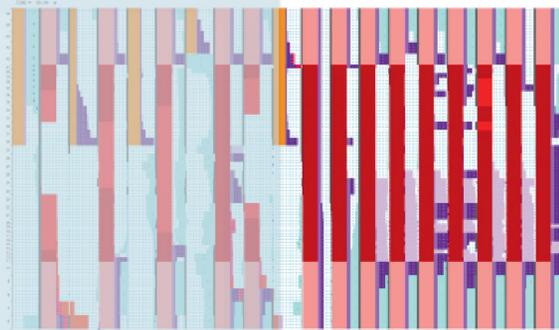
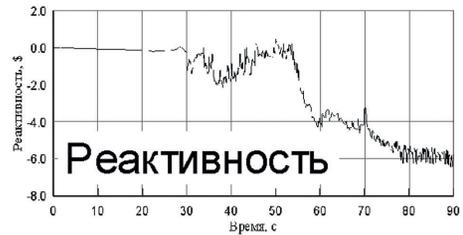
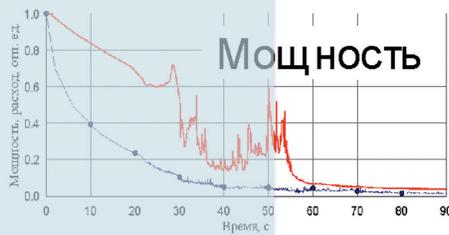
А. П. Будник, В. П. Лунев

БЕЗОПАСНОСТЬ И ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ

6

РАЗДЕЛ

Основные параметры аварии
и масштаб разрушения а.з.



2022

БЕЗОПАСНОСТЬ И ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ

Расчетно-экспериментальное моделирование процессов образования, накопления, выхода и переноса газообразных продуктов деления из СНУП-топлива

Объектами исследования научно-исследовательской работы являлись экспериментальные тепловыделяющие сборки (ЭТВС) со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом (СНУП-топливо) для активных зон реакторов на быстрых нейтронах. В соответствии с «Комплексной программой расчетно-экспериментального обоснования плотного топлива» в рамках проектного направления «Прорыв» при участии АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проведены исследования твэлов со СНУП-топливом различной конфигурации применительно для реакторов на быстрых нейтронах.

Цель работы состояла в выполнении расчетно-экспериментальных исследований образования, накопления, выхода и переноса газообразных продуктов деления (ГПД) при облучении ЭТВС со СНУП-топливом.

Расчетные исследования ЭТВС проводились по аттестованным расчетным кодам с привлечением экспериментальных данных с системы контроля герметичности оболочек твэлов по газу (ГСКГО) реактора БН-600 и опыта исследований, выполненных ранее, в определенной последовательности. Первый этап включал нейтронно-физические расчеты с помощью нейтронно-физического кода TRIGEX. Для каждой из рассматриваемых ЭТВС был выполнен расчет пространственного распределения плотности потока нейтронов в СНУП-топливе ЭТВС и его группового спектра (26 групп). На втором этапе по программе SKIF 1.0 были получены активности ГПД, образовавшихся в СНУП-топливе максимально энергонапряженного твэла за время облучения в реакторе БН-600. На третьем этапе расчетного исследования использовалась модифицированная версия программы Альфа-М-С15 для расчета относительного выхода реперных (регистрируемых ГСКГО) ГПД из СНУП-топлива на момент разгерметизации твэла и их переноса в технологических средах первого контура. Далее был произведен анализ зарегистрированных ГСКГО отношений активностей изотопов ГПД с целью сравнения с полученными расчетными значениями.

Проведенное сравнение расчетных и экспериментальных данных по выходу стабильных ГПД из СНУП-топлива позволяет сделать вывод, что применяемая расчетная модель вполне удовлетворительна (не превышает 20 %) для приближенных оценок объема поступающего в теплоноситель газа после разгерметизации оболочки твэла. В результате проведенной работы получены дополнительные расчетно-экспериментальные данные, необходимые для отработки методики идентификации негерметичных твэлов в активной зоне реакторов на быстрых нейтронах. Полученные результаты могут использоваться для более достоверной идентификации типа топлива негерметичных ЭТВС по показаниям ГСКГО в газовой полости реакторов типа БН. В ходе дальнейшей работы предполагается корректировка расчетной модели выхода ГПД из СНУП-топлива и уточнение полученных оценок.

*Э. М. Зарапина, Е. С. Хныкина, В. Ю. Стогов, М. В. Леванова,
Г. Н. Хохлов, А. С. Жилкин, Д. В. Дмитриев, Е. В. Филимонов*

Калибровка секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов реактора типа БН по результатам испытаний с метрологической сборкой

В обоснование проектных характеристик систем контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (далее — реактор типа БН) проводятся экспериментальные исследования с целью калибровки системы КГО по запаздывающим нейтронам, с использованием метрологической тепловыделяющей сборки (МТВС), которая последовательно устанавливается в различные ячейки активной зоны. МТВС моделирует дефектную ТВС с повреждениями оболочек твэлов по типу «контакт топлива с теплоносителем». Под руководством специалистов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и АО «ОКБМ Африкантов» специалистами Белоярской атомной станции проводится калибровка секторной системы КГО.

Метод контроля целостности оболочек твэлов по показаниям секторной системы КГО по запаздывающим нейтронам (ССКГО) при работе реактора на мощности основан на регистрации плотности потока запаздывающих нейтронов от теплоносителя первого контура, обусловленной выходом из дефектных твэлов предшественников запаздывающих нейтронов (ПЗН). Как показал опыт эксплуатации ССКГО реактора БН-600, соответствующие показания характеризуют состояние твэлов, что позволяет определить не только сектор активной зоны (активная зона разделена на шесть частей), но и область (с точностью до семи ячеек) в данном секторе, в которой находится дефектная ТВС.

Связь между показаниями ССКГО и местоположением источника запаздывающих нейтронов (дефектной ТВС) в активной зоне определяет функция отклика системы. Значение функции отклика для каждого из блоков детектирования можно рассматривать как вероятность попадания ПЗН, вышедшего из дефектной ТВС, в соответствующий промежуточный теплообменник (ПТО) и его регистрации детектором ССКГО. Показания детекторов рассматриваются в относительных единицах как отношение прироста показания детектора над фоном к сумме таких приростов по всем ПТО (блокам детектирования). Функция отклика определяется по формуле:

$$FO_i = \frac{dN_i}{\sum_{i=1}^6 dN_i}, \quad (1)$$

где i – номер рассматриваемого датчика ССКГО;

FO_i – функция отклика для рассматриваемого i -го датчика;

dN_i – прирост показаний ССКГО над фоном для i -го датчика.

С целью калибровки ССКГО реактора типа БН производится последовательная установка МТВС в различные ячейки активной зоны реактора с измерением соответствующих значений функции отклика в блоках детектирования. Цели проведения испытаний:

- получение экспериментальных данных, необходимых для эффективной локализации ТВС с дефектами оболочки типа «прямой контакт топлива с теплоносителем»;
- уточнение характеристик и отладка программы определения местоположения дефектной ТВС и оценки эффективной площади открытой поверхности топлива;

- получение экспериментальных данных по показаниям КГО по газу и натрию первого контура, необходимых для уточнения технических характеристик систем;

- обоснование (при необходимости — корректировка) значений эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации по показаниям систем КГО.

Оцениваемые по измеренной функции отклика угловые координаты местоположения МТВС в пределах статистической погрешности, обусловленной неопределенностью показаний блоков детектирования ССКГО реактора, являются близкими к реальному местоположению МТВС в активной зоне.

Предварительные результаты первого этапа калибровки ССКГО с помощью МТВС на реакторе типа БН показали, что:

- измеренное среднее значение угловой координаты по функции отклика системы в основном позволяет с удовлетворительной точностью определить вектор направления на МТВС;

- для получения представительных данных, требуемых для обоснования (при необходимости — корректировки) установленных проектных пределов безопасной эксплуатации и для корректировки методики локализации дефектных ТВС необходимо продолжение испытаний с МТВС.

А. С. Жилкин, Д. В. Дмитриев, Е. В. Филимонов

Методология связного расчета тяжелых аварий в быстрых натриевых реакторах

Согласно нормативным документам (НП-001-15), анализ запроектных аварий является основой для составления планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии, а также для составления руководства по управлению запроектными авариями. В Отделении ядерной энергетики имеется богатый опыт по расчетному анализу запроектных (в том числе тяжелых) аварий в быстрых натриевых реакторах.

Наиболее тяжелыми являются аварии, связанные с потерей системного и аварийного электроснабжения с отказом системы аварийной защиты или вводом большой избыточной реактивности в сочетании с отказом аварийной защиты реактора, в международной классификации ULOF (Unprotected Loss of Flow) и UTOP (Unprotected Top of Power), соответственно.

Методология расчета тяжелых аварий

На данный момент отработана методология связного расчета и анализа подобных аварий, от определения масштаба разрушения активной зоны реактора до расчета доз облучения населения. На рисунке 1 показана схема проведения расчетного анализа.

Как показано на схеме, на основе исходных данных о конструкции реактора и загрузке активной зоны разрабатывается расчетная модель РУ для расчета масштаба повреждения активной зоны с использованием программного средства (ПС) COREMELT [1].

ПС содержит два основных модуля — теплогидравлический (ТГ) 2D модуль COREMELT и нестационарный нейтронно-физический (НФ) 3D модуль RADAR3D. Расчетная модель также состоит из ТГ модели первого контура РУ и НФ модели активной

зоны, которая готовится с использованием ПС TRIGEX, основанного на диффузионном приближении [2].

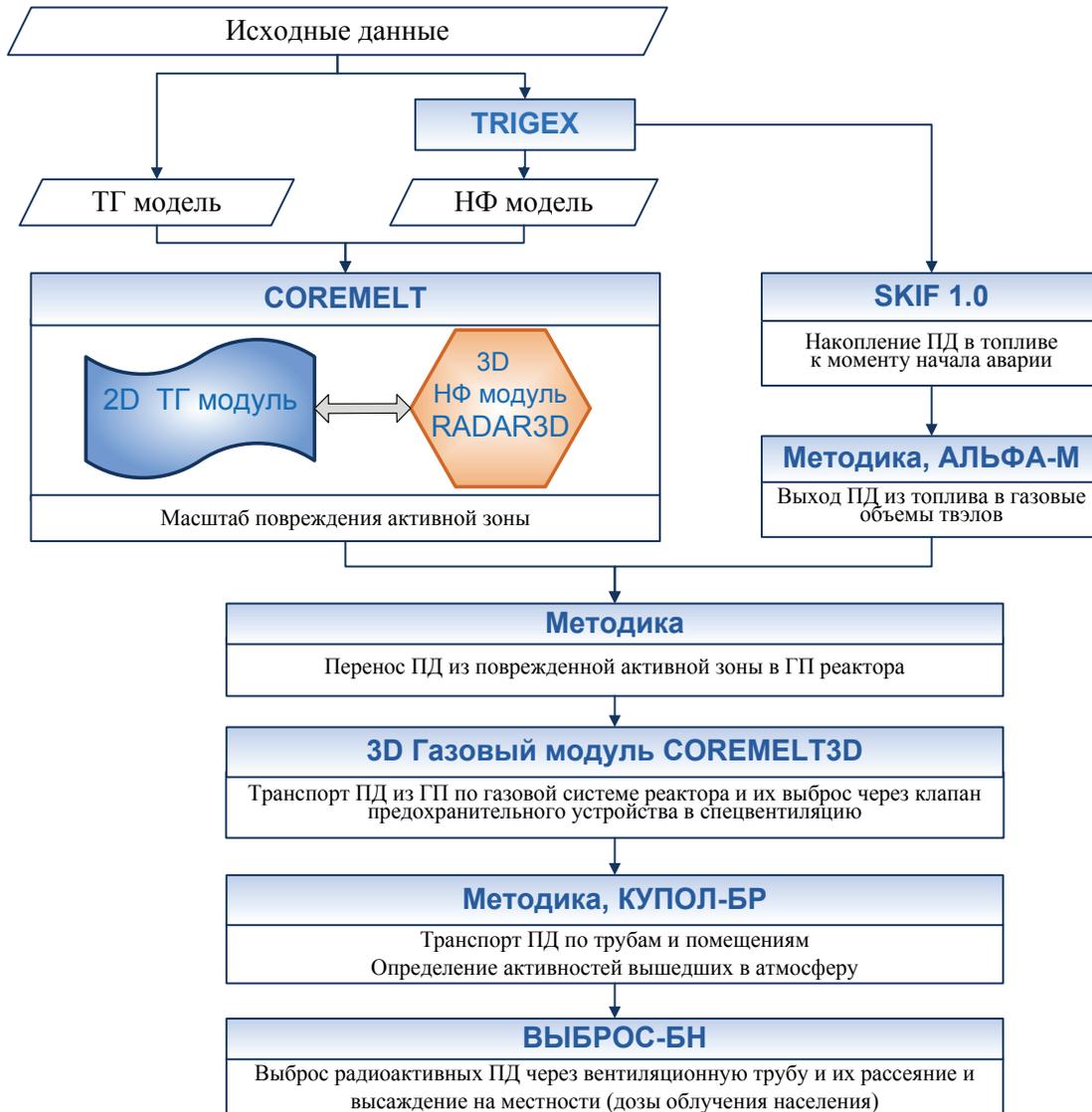


Рис. 1. Схема расчетного анализа тяжелой аварии

НФ модуль RADAR3D решает систему многогрупповых нестационарных уравнений диффузии нейтронов в гексагональной Z геометрии. Его характеристики:

- 3D HEX-Z и треугольная-Z геометрии с возможностью перемещения РО СУЗ;
- 26-групповое диффузионное приближение;
- условно-критическая задача для начальных условий;
- нестационарная пространственная кинетика;
- библиотека констант БНАБ-93 [3];
- модуль подготовки констант — CONSYST [4].

Модуль RADAR3D позволяет описывать процессы, протекающие в ходе тяжелой аварии на реакторной установке с оксидным, МОКС- и ЧУП-топливом.

В ТГ модуль ПС COREMELT входят:

- 4-скоростная модель многокомпонентного многофазного потока в цилиндрической R-Z геометрии в приближении пористого тела;
- 1D или 2D структурные модели элементов активной зоны и реактора, в которых учитывается изменение их геометрии вследствие их плавления;
- точечные модели затвердевания стали или топлива, привязанные к основной расчетной сетке.

С помощью ПС COREMELT рассчитываются:

- теплообмен во всем 1-м контуре реактора, включая оба контура ПТО;
- кипение натрия (в 2D приближении в 1-м контуре реактора, включая верхнюю и нижнюю камеры реактора; в 1D приближении в ТВС, в каналах СУЗ);
- плавление и разрушение оболочек твэлов;
- плавление топливных сердечников;
- перемещение расплава внутри сборки в виде пленок по поверхности целых конструктивных элементов активной зоны;
- затвердевание расплава при взаимодействии с «холодной» поверхностью целых твэлов или чехлов сборок с образованием пробок, закупоривающих выход из ТВС;
- проплавление чехлов сборок и образование «бассейна» из расплава в объеме нескольких сборок или всей активной зоны реактора в целом.

Таким образом, расчет по ПС COREMELT показывает масштаб разрушения активной зоны в процессе аварии.

Параллельно с расчетами по ПС COREMELT, определяются массы и активности продуктов деления (ПД), накопленных в топливе к моменту начала аварии, с использованием ПС SKIF 1.0 [5] с библиотекой нейтронных взаимодействий на ядрах актинидов БНАБ-93 [3], предназначенного для расчета изменения изотопного состава топлива за время облучения.

Методика определения долей выхода газообразных (благородные газы) и летучих (цезий, йод) ПД (ГПД и ЛПД) из оксидного топлива в газовые объемы твэлов при длительной работе реактора на номинальной мощности основывается на результатах расчетно-экспериментального анализа данных, полученных из опыта эксплуатации реакторов БН-350 и БН-600.

Относительные доли выхода ГПД и ЛПД в газовые объемы твэлов из нитридного топлива принимаются на основании рекомендованных значений, приведенных в ранее выполненных работах.

В настоящее время проводится работа по развитию ПС АЛЬФА-М [6] для оценки выхода ГПД и ЛПД из различных видов топлива в режимах нормальной эксплуатации.

На основании оцененного масштаба разрушений в активной зоне выполняется анализ выброса радиоактивных веществ в атмосферу. Этот расчет проводится поэтапно.

На первом этапе оценивается масса стабильных и радиоактивных ГПД, которые выходят в теплоноситель из газовых объемов твэлов при разгерметизации, а также из расплавленного или диссоциированного (в случае СНУП) топлива. Постулируется, что процесс переноса ГПД из теплоносителя в газовую полость реактора происходит мгновенно. ЛПД выходят из поврежденных твэлов в теплоноситель при его контакте с топливом, а также при плавлении или диссоциации топлива. Перенос ЛПД в газовую полость происходит вместе с парами натрия с его поверхности.

На втором этапе с использованием 3D газового модуля COREMELT3D моделируется транспорт ГПД из газовой полости по газовой системе реактора и их выброс через клапан предохранительного устройства в спецвентиляцию.

Исходными данными и граничными условиями для расчета параметров газовой системы являются начальная масса ГПД в твэлах, масса ГПД в газовой полости реактора и результаты расчета первого контура по ПС COREMELT: моменты времени разгерметизации твэлов для каждой группы ТВС, средняя температура поверхности натрия в динамике, изменение объема натрия в первом контуре в динамике.

Газовый модуль COREMELT3D рассчитывает изменение давления в трубопроводах, сосуде-компенсаторе, срабатывание гидрозатвора и массу ГПД, которые выбрасываются в процессе аварии через предохранительное устройство.

Поскольку перенос ЛПД в газовом модуле COREMELT3D не моделируется, доля ЛПД, выходящих за пределы газовой системы реактора, принимается пропорционально доле ГПД с учетом их частичного осаждения на поверхностях трубопроводов.

На третьем этапе моделируется транспорт ПД по трубам и помещениям для оценки активности, вышедшей в атмосферу. В настоящее время анализ проводится методически. Активности, вышедшие в атмосферу, оцениваются с использованием коэффициентов осаждения. В дальнейшем планируется в этой области использовать ПС КУПОЛ-БР [7].

Четвертый этап — расчет эффективных доз облучения, получаемых разными группами населения, на разных расстояниях от венттрубы, при разных погодных условиях. Рассеяние и высаживание на местности ПД, дозы облучения населения рассчитываются с использованием ПС ВЫБРОС-БН [8]. ПС ВЫБРОС-БН рассчитывает радиационную обстановку на местности, в частности эффективные дозы облучения населения, вблизи источника кратковременного или длительного газо-аэрозольного выброса радионуклидов в атмосферу объектами использования атомной энергии.

Результаты расчетного анализа тяжелых аварий

В 2022 году по данной методологии были проанализированы авария ULOF в реакторных установках БН-600, БН-1200М, исследовательской ядерной установке МБИР и авария УТОР в РУ БН-1200М.

Результаты расчета аварии ULOF в РУ БН-600 для варианта активной зоны 01М2 при использовании на оболочках твэлов ТВС активной зоны стали ЭК164-ИД х.д. представлены на рисунках 2 и 3. В результате аварии происходит разгерметизация и плавление оболочки твэлов в 100 % ТВС активной зоны, топливо плавится в 42 % ТВС. Общая масса расплавившейся стали составила 2700 кг, расплавившегося топлива — 3400 кг. На границе ближайшего населенного пункта (г. Заречный, 5 км от энергоблока) максимальная эффективная доза облучения населения с учетом пищевых цепочек за первый год после аварии не превысит допустимые пределы по облучению населения в соответствии с нормативом НРБ-99/2009. Необходимости эвакуации и отселения населения нет.

В результате аварии ULOF в исследовательской ядерной установке МБИР закипает теплоноситель, разгерметизируются по газу 100 % твэлов, в 13 % ТВС плавятся оболочки твэлов, в 6,5 % ТВС плавится топливо, общая масса расплавившейся стали составила 20 кг, расплавившегося топлива — 39 кг. На границе санитарно-защитной зоны, находящейся на расстоянии ~2,5 км от венттрубы, максимальные индивидуальные эффективные дозы облучения населения с учетом пищевых цепочек за первый год после аварии не превысят 1 мЗв. Эвакуация населения не требуется.

Расчеты тяжелых аварий ULOF и УТОР в РУ БН-1200М с активной зоной со СНУП-топливом показали, что после 20-й секунды в активной зоне закипает теплоноситель, разгерметизируются 100 % твэлов, СНУП-топливо диссоциирует в 100 % ТВС в течение 5 с, около 80 % всего топлива разрушается, открывается гидрозатвор и УПМ (мембрана),

в помещение сосуда-компенсатора (СК) выходит 98 % ГПД, откуда они выбрасываются в атмосферу системами вентиляции, ЛПД в основном осаждаются в помещении СК и задерживаются фильтрами, максимальная эффективная доза облучения населения значительно превышает допустимые пределы. Требуется эвакуация и отселение.

Консерватизм данного расчета связан с недостаточностью некоторых исходных данных, в частности по кинетике диссоциации нитридного топлива.

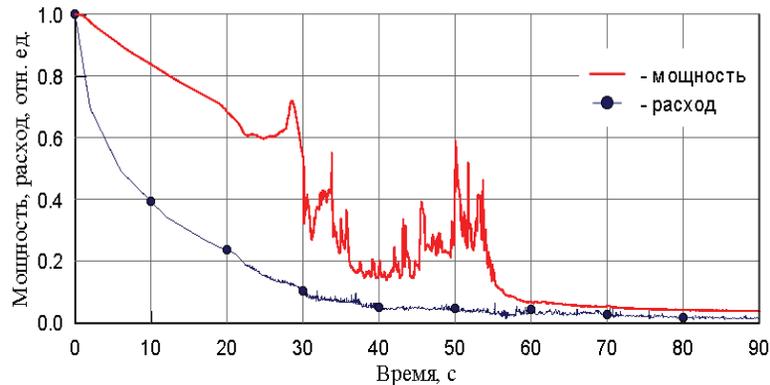


Рис. 2. Относительная мощность реактора и относительный расход теплоносителя в 1-м контуре РУ БН-600

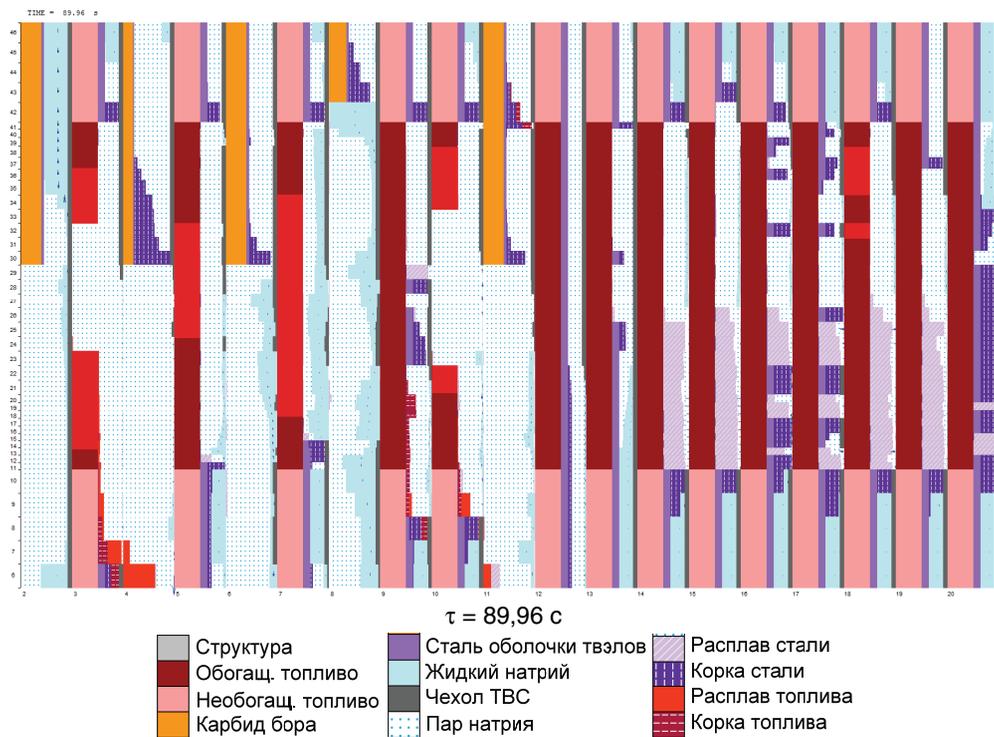


Рис. 3. Поля концентраций компонент и скорости натрия в расчетных каналах в момент времени τ в активной зоне БН-600

Литература

1. COREMELT: свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2015612774 / А.В. Волков, К.Ф. Раскач; правообладатель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». — № 2014664058, заявл. 30.12.2014; опубл. 20.03.2015. — Бюл. № 3, 2015.
2. TRIGEX: свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2013660588 / Г.Н. Мантуров и др.; правообладатель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». — № 2013618540, заявл. 25.09.2013; опубл. 20.12.2013. — Бюл. № 12, 2013.
3. БНАБ-93 : свид. о госрегистр. базы данных № 2014620091 / Г.Н. Мантуров и др.; правообладатель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». — № 2013621194, заявл. 25.09.2013; опубл. 20.02.2014. — Бюл. № 2, 2014.
4. CONSYST : свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2013612298 / Г.Н. Мантуров и др.; правообладатель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». — № 2012661768, заявл. 29.12.2012; опубл. 20.03.2013. — Бюл. № 3, 2013.
5. SKIF 1.0 : свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2018661524 / А.Г. Цикунов и др.; правообладатель АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». — № 2018619037, заявл. 22.08.2018; опубл. 07.09.2018. — Бюл. № 9, 2018.
6. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «АЛЬФА-М». — Рег. № 508 от 14.12.2020. — ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2020.
7. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Код для моделирования процессов переноса продуктов деления и тепломассообмена в помещениях АЭС. Версия 1.0 (КУПОЛ-БР)». — Рег. № 504 от 14.12.2020. — ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2020.
8. ВЫБРОС-БН-С18 : свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2019611029 / Р.И. Мухамадеев и др.; правообладатель АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». — № 2018665425, заявл. 28.12.2019; опубл. 21.01.2019. — Бюл. № 1, 2019.

*А. А. Перегудов, Н. В. Соломонова, Л. А. Щекотова, С. В. Забродская,
М. В. Леванова, О. О. Перегудова, И. В. Бурьевский, К. А. Исанов*

Разработка исходных данных для корректировки ОУОБ 3-го энергоблока Белоярской АЭС по результатам повторного продления срока эксплуатации

Цель работы заключается в подготовке исходных данных для корректировки ОУОБ энергоблока № 3 Белоярской АЭС по результатам работ ПСЭ-2.

В работе выполнен расчетный анализ нарушений нормальной эксплуатации, включая проектные и запроектные аварии. Приведена оценка радиоактивных последствий, включая воздействие на население.

Представлены исходные данные для корректировки следующих разделов ОУОБ:

1. Разрыв оболочки твэл с быстрым выходом газообразных продуктов деления.
2. Нарушения в маслосистеме ГЦН первого контура, приводящие к попаданию масла в первый контур.
3. Разгерметизация трубопроводов и оборудования первого контура, не имеющих страховочных кожухов.
4. Разгерметизация полным сечением натриевых трубопроводов первого контура, не имеющих страховочных кожухов.
5. Разгерметизация полным сечением натриевых трубопроводов второго контура.

Анализ показал превышение допустимой максимальной температуры не только для воздуха в помещении, но и воздухопроводов системы пожарной спецвентиляции, что может отрицательно сказаться на работоспособности вентиляционного оборудования.

Максимальная температура верхнего слоя бетона строительных ограждений (пол, стены и потолок) помещения превышают максимально допустимую температуру 100 °С. При этом прогрев бетона выше допустимой температуры происходит практически более чем на 2/3 толщины строительных ограждений, что может отрицательно сказаться на их целостности.

Выбросы активности в атмосферу из указанных помещений по радионуклидам по йоду-131, цезию-134 и цезию-137 в атмосферу превысят не только месячные контрольные уровни, но и годовые допустимые выбросы.

Для снижения радиационных последствий запроектной аварии эксплуатационному персоналу в начальный период протекания аварии рекомендуется устранить отказ отключения общеобменной приточной системы вентиляции, а именно: закрыть вручную по месту КИД (клапан избыточного давления) — затвор на притоке воздуха в помещение, обеспечить его плотную посадку и зафиксировать в закрытом положении.

Дополнительные действия персонала по управлению запроектной аварией позволяют существенно (до 4 раз) снизить выбросы активности по радионуклидам по йоду-131, цезию-134 и цезию-137 в атмосферу. Тем не менее выбросы активности в вентиляционную трубу останутся выше годовых допустимых выбросов.

С учетом дополнительных мер по управлению ЗПА эффективные дозы облучения населения в начальный период и за первый год после аварии на расстоянии до 10 км от АЭС будут выше установленного в НРБ-99 уровня А, поэтому необходимо принять меры по укрытию населения, проживающему на указанном расстоянии от АЭС, в защитных сооружениях с начальный период аварии, а также ограничить потребление сельскохозяйственных продуктов местного производства в течение первого года после аварии.

Полная потеря системного и автономного электроснабжения с отказом аварийной защиты реактора

При анализе запроектной аварии рассматривается сценарий с плавлением активной зоны как консервативный.

При таком сценарии, после потери системного и автономного электроснабжения, скорость вращения ГЦН снижается по закону свободного выбега, соответственно, снижается расход натрия через реактор. Мощность реактора из-за отрицательных эффектов реактивности также начинает снижаться, однако вследствие разбаланса между мощностью и расходом через реактор натрия в активной зоне закипает. Объем пара натрия в каналах активной зоны увеличивается и возникает кризис теплообмена на поверхности твэлов, повышение температуры и плавление оболочек твэлов. Расплавленная сталь под действием сил тяжести и трения со стороны текущего натрия перемещается в активной зоне. Это перемещение существенно влияет на реактивность. Вслед за плавлением стали начинается плавление топлива и его перемещение в активной зоне. В результате перемещения и выброса расплавленного топлива за пределы активной зоны реактор переводится в подкритическое состояние.

При выбросе частичек расплавленного топлива в верхнюю камеру возникает контакт расплавленного топлива с большим объемом жидкого натрия (стадия расширения аварии), быстрое диспергирование топлива и передача накопленного в нем тепла натрию. В результате очень быстро образуется большой объем пара и, как следствие, возникают мощные импульсы давления в зоне теплового взаимодействия, которые передаются

всему первому контуру путем перемещения жидкого натрия, расположенного по периферии парового пузыря.

При разгерметизации твэлов и затем плавлении топлива продукты деления вместе с натриевым паром поступают в газовую полость реактора, газовую систему первого контура, а после срабатывания гидрозатвора первого контура — через вентиляционную систему в атмосферу.

Расчет начальной и переходной стадий аварии проведен с использованием интегрального кода COREMELT, состоящего из двумерного теплогидравлического и трехмерного нейтронно-физического модулей. Расчетные исследования показали, что авария сопровождается кипением натрия, плавлением оболочек твэлов и топлива.

Разгерметизируются и плавятся оболочки твэлов во всех 369 ТВС активной зоны, топливо плавится в 156 ТВС. Общая масса расплавившейся стали составила 2700 кг, расплавившегося топлива — 3400 кг.

Оценочный анализ стадии взаимодействия расплавленного топлива с натрием (стадии расширения) показал, что кратковременные импульсы давления в реакторе не превысят 1,8 МПа.

Оценочный анализ возможности удержания частично разрушенной активной зоны в корпусе реактора без его проплавления показал, что расплавленное топливо удерживается в реакторе.

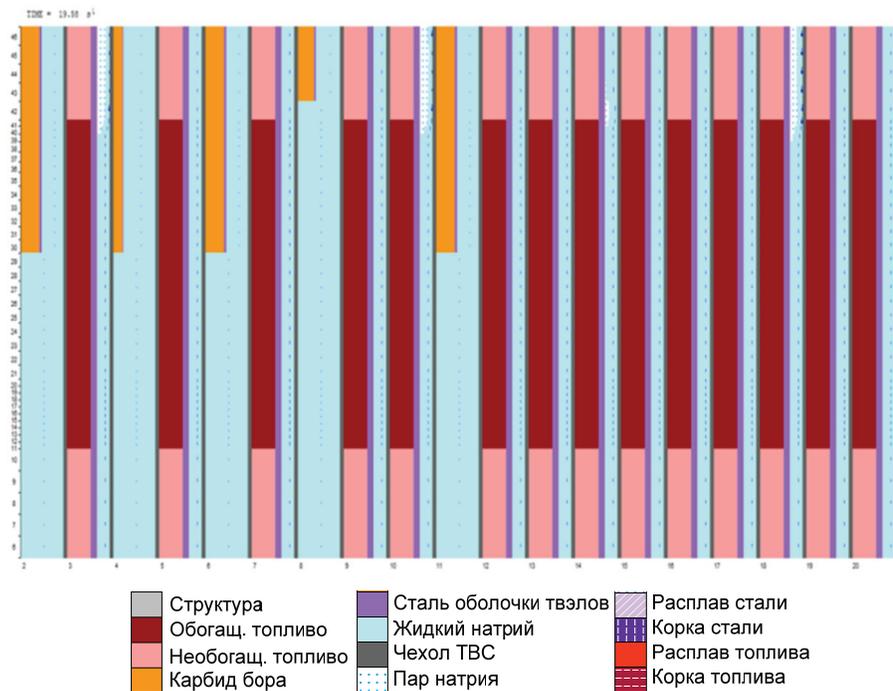


Рис. 2. Поля концентраций компонент в начальный момент аварии

Для оценки возможности образования вторичной критичности проведены прецизионные расчеты начального и конечного состояний активной зоны в аварии с использованием кодов MMKK и MCNP. Расчеты показали, что в конце процесса аварии формируется глубоко подкритическая конфигурация, без образования вторичной критичности.

С использованием кода ВЫБРОС-БН проведена оценка радиационного воздействия на окружающую среду радиоактивных продуктов, выходящих наружу в процессе

рассматриваемой аварии. На границе ближайшего населенного пункта (г. Заречный, 5 км от энергоблока) максимальная эффективная доза облучения критической группы населения за первый год после аварии от внешнего облучения и ингаляционного пути на границе и за пределами промплощадки не превысит 28,8 мЗв, эффективная доза от потребления пищевых продуктов местного производства не превысит 0,84 мЗв. В соответствии с нормативом НРБ-99/2009 допустимые пределы по облучению населения не превышаются, и нет необходимости эвакуации и отселения.

*А. А. Перегудов, А. Г. Вербицкий, Н. В. Соломонова, Л. А. Щекотова, С. В. Забродская,
М. В. Леванова, О. О. Перегудова, И. В. Бурьевский, К. А. Исанов*

Проведение расчетов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ

В период 1962 — 1990 гг. в составе ВМФ России находился ряд атомных подводных лодок (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) свинец-висмут в первом контуре реакторной установки [1]. В настоящее время эти лодки выведены из эксплуатации, и отработавшие выемные части (ОВЧ) реакторов находятся в хранилищах. С 2013 г. проводятся работы по разборке ОВЧ с последующей транспортировкой отработавшего ядерного топлива на переработку. Процессы вывода из эксплуатации АПЛ, их утилизации, хранения и переработки ОЯТ необходимо рассматривать в неразрывной связи с жизненным циклом ЯЭУ [2].

Работа реакторной установки АПЛ на энергетических уровнях мощности сопровождалась образованием и накоплением долгоживущей радиоактивности в активной зоне, стержнях СУЗ, в близлежащих конструкциях и в теплоносителе. Ее количество на каждой из АПЛ зависит от энерговыработки реакторов [1].

ОВЧ реакторов АПЛ с ЖМТ являются источниками интенсивного нейтронного и гамма-излучения [2]. Источники гамма-квантов различных ОВЧ отличаются между собой на порядок, и на два порядка по выходу нейтронов [3].

Обращение с ОВЧ включает в себя ряд технологических операций, при которых происходит разборка, перегрузка и транспортировка ОВЧ и кассет с отработавшим топливом. При выполнении этих работ необходимо обеспечить ядерную и радиационную безопасность.

В ближайшее время планируется разборка ОВЧ реакторов «Изделие 64».

Обращение с ОВЧ реакторов «Изделие 64» является технически сложной задачей, требующей строгого соблюдения норм и требований ядерной и радиационной безопасности, четкой организации работ и высокой квалификации персонала.

В 2021 г. был выпущен отчет по обоснованию радиационной безопасности при обращении с ОВЧ реакторов «Изделие 64» на территории ЦО РАО — отделения Гремеха СЗЦ «СевРАО» — филиала ФГУП «ФЭО»

Требования к обеспечению радиационной безопасности при выполнении работ на этапе подготовки ОВЧ к разборке и при разборке ОВЧ

При выполнении работ на этапе подготовки ОВЧ к разборке и при разборке ОВЧ необходимо определить зону безопасного нахождения персонала на основе картограммы нейтронного и гамма-полей. Границы рабочей зоны (зоны временного пребывания персонала) должны быть обозначены знаками радиационной безопасности. Все работы персонал должен проводить строго в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99/2010, НРБ-99/2009. Мощность дозы излучения в рабочей зоне не должна превышать 12 мкЗв/ч.

Работы выполняются при обязательном радиационном контроле, при котором используются дозиметрические приборы, имеющие действующее свидетельство о поверке и позволяющие измерять мощность дозы нейтронного и гамма-излучений.

Если мощность дозы излучения в какой-либо точке рабочей зоны превысит уровень, равный 12 мкЗв/ч, то необходимо использовать локальные защитные барьеры, экраны и специальные приспособления, увеличивающие расстояния от источников излучения.

Защита будет ослаблять нейтронное и гамма-излучение на несколько порядков, чтобы обеспечить уровень мощности дозы, соответствующий требованиям ОСПОРБ-99/2010, НРБ-99/2009. Применение метода Монте-Карло для задач с сильным ослаблением вызывает затруднения: задачи либо медленно сходятся, либо получаются недостоверные результаты с методическими погрешностями, сильно превышающими допустимые значения. Для получения достоверных результатов нужно применять методы понижения дисперсии.

Расчеты в обоснование радиационной безопасности при подготовке к разборке ОВЧ «Изделие 64»

Для расчетов радиационной безопасности использовалась гомогенная модель. Активная зона заменялась цилиндром с объемом, равным объему активной зоны. По высоте выделялись следующие гомогенные зоны: нижняя твэльная решетка, нижний бериллиевый отражатель, топливная зона, верхний бериллиевый отражатель, компенсационный объем, верхняя твэльная решетка. Органы регулирования заданы гомогенно в виде цилиндрических стержней.

При проведении расчетов учитывались источники нейтронов в отработавшем топливе, источники фотонного излучения от продуктов деления топлива и от конструкционных материалов (корпуса реактора и твэльных решеток).

Расчеты мощности дозы излучения нейтронов и гамма-квантов ОВЧ выполнены по программе MCNP [4] с константами ENDF-B/VI [5] с применением метода понижения дисперсии — весовые окна. Весовые окна получены итерационным методом [6].

Разборка ОВЧ состоит из нескольких этапов. На данном этапе радиационная обстановка оценивалась для ОВЧ после удаления теплоносителя. Теплоноситель находится только в стержнях АР и КС.

Расчеты в обоснование радиационной безопасности выполнялись для следующих технологических операций:

- ОВЧ в баке разборки, расчетные точки находятся на расстояниях 10 см и 2 м от поверхности бака;
- ОВЧ на стапеле разборки, фильтр и нижняя часть бака демонтированы, расчетные точки размещены на расстоянии 10 см от поверхности защиты технологической плиты и пайоле и на расстояниях 10 и 50 см от поверхности боковой защиты стапеля напротив центра активной зоны;

– ОБЧ на стапеле разборки, с отверстиями в плите наведения, расположенными напротив центра активной зоны, расчетные точки расположены так же, как для ОБЧ на стапеле разборки с технологической плитой.

Методика итерации весовых окон

Методика итерации весовых окон — автоматизированный метод генерации весовых окон. Методика итерации весовых окон реализована в программе MESHMOD, которая разработана С. В. Черновым. В отличие от комбинированного метода, для получения весовых окон используются только результаты расчетов по методу Монте-Карло (MCNP-4B). На практике применять итерационную методику проще, чем комбинированный метод, так как не нужно создавать расчетную модель для сеточного кода и согласовывать между собой расчетные модели для MCNP-4B и сеточного кода. С помощью итерационной методики удалось получить значения МЭД с допустимой погрешностью для всех этапов разборки ОБЧ и обращения с ОЯТ.

Методика итерации весовых окон состоит из нескольких шагов. Вначале проводится расчет по программе MCNP-4B, в котором с помощью оценки f_{mesh} находится распределение потоков частиц на всем фазовом пространстве. Далее результаты расчетов используются в программе MESHMOD, которая генерирует весовые окна. В программе MESHMOD используется простейшая процедура реконструкции данных. В итерационном цикле нулевые значения в ячейках сетки заменяются на средние

арифметические $\frac{1}{n} \left(\sum_{i=1}^n \Phi_i \right)$, либо средние геометрические $\left(\prod_{i=1}^n \Phi_i \right)^{1/n}$ по соседним

ячейкам. В результате получается далекое от истинного, но достаточно гладкое распределение, пригодное для проведения дальнейших итераций. На втором шаге проводится расчет с весовыми окнами, полученными на первом шаге, затем результаты расчетов используются программой MESHMOD для генерации весовых окон, которые используются на следующем шаге. Цикл повторяется до достижения требуемой точности. На последней итерации задаются дозовые оценки в точках.

Заключение

Выбранная расчетная модель хорошо описывает реальную конструкцию контейнеров и радиационной защиты. Смоделированные источники учитывают основные виды излучения.

Применение методики итерации весовых окон позволило получить достоверные результаты расчетов с допустимой погрешностью.

Результаты расчетных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработанного ядерного топлива из ОБЧ.

Использование методики итерации весовых окон было описано в статье «Проведение расчетов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ», которая вышла в печать в журнале «Известия ВУЗов» (№ 2, 2022), докладе «Особенности проведения расчетов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива», представленного на конференции «НЕЙТРОНИКА-2022», в статье «Особенности проведения расчетов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива», вышедшей в печать в журнале «ВАНТ, серия: Ядерно-реакторные

константы» (выпуск 4, 2022), в статье «Carrying out Calculations of Radiation Safety During Unloading and Disassembly of Cores of Spent Removable Parts of Reactors with Liquid Metal Coolant of Submarines», которая вышла в печать в журнале «Nuclear Energy and Technology» (13.12.2022).

Литература

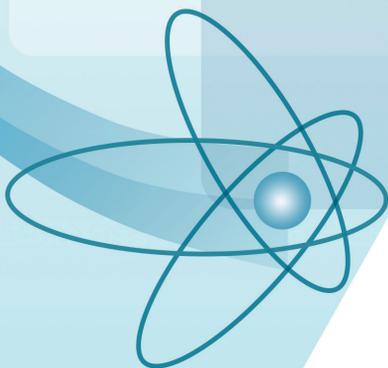
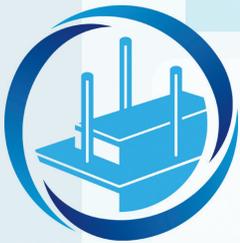
1. *Забудько А.Н., Игнатьев С.В., Сомов И.Е. Панкратов Д.В., Суворов Г.П., Выгодин В.Т., Николаев С.А., Тихомиров В.И.* Проблемы обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов АПЛ // Труды III Межотраслевой научно-практической конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» в 2-х т. / Под общ. ред. проф. Г.И. Тошинского – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2008. Том 2. — С. 547 – 553.
2. *Зродников А.В., Забудько А.Н., Игнатьев С.В. и др.* Проблемы и подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом жидкометаллических реакторов атомных подводных лодок // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2007. — № 1. — С. 13 – 22.
3. *Зродников А.В., Игнатьев С.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И., Забудько А.Н., Сазонов В.К.* Выгрузка, хранение и последующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состояние и проблемы // Тезисы докладов Международного научного семинара Россия — НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ» / Под ред. акад. А.А. Саркисова. — М.: ИБРАЭ, 2004. — С. 33.
4. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory. 2003.
5. Mclane, C.L. Durford and P.F. Rose, ed., ENDF-102: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI. BNL-NCS-44945. Revised (1995)
6. Чернов С.В., Сонько А. В., Хоромский В.А. Расчет полей излучений методом итераций «весовых окон» в проекте АСММ 100 кВт // Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях: Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской научной конференции. — Обнинск, НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», 2015 г.

Е. В. Девкина

САЗ ПГ БН-1200М И МБИР

7

РАЗДЕЛ



2022

СИСТЕМЫ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ БН-1200М И МБИР

НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Расчетное обоснование эффективности САЗ ПГ

Цель работы — расчетные исследования эффективности принятых технических решений по второму контуру и САЗ ОПГ ИЯУ МБИР для защиты оборудования и трубопроводов второго натриевого контура от превышения допустимого давления при возникновении течи воды в натрий обратного парогенератора (ОПГ).

Выполнены расчеты динамики расхода пароводяной смеси из 3-го контура РУ МБИР во 2-й натриевый контур в результате гильотинного разрыва одной теплообменной трубки модуля обратного парогенератора при работе РУ на номинальных и пусковых параметрах.

Показано, что для условий номинального режима работы ОПГ при разрыве теплообменной трубки в районе нижней трубной доски максимальное значение расхода пароводяной смеси в нижнюю камеру ОПГ достигает 5,42 кг/с, а в верхнюю — 3,23 кг/с. Суммарный максимальный расход пароводяной смеси, поступающей во второй натриевый контур, достигает значения 8,65 кг/с. При этом интегральная натечка воды во второй контур РУ МБИР составляет 149,87 кг.

При работе ОПГ в условиях пускового режима (до перехода на генерацию пара) при разрыве теплообменной трубки в районе верхней трубной доски максимальное значение расхода пароводяной смеси в нижнюю камеру ОПГ достигает 3,18 кг/с, а в верхнюю — 4,59 кг/с. Суммарный максимальный расход пароводяной смеси, поступающей во второй натриевый контур, достигает значения 7,73 кг/с за 80 с расчетного времени.

Для расчетов был применен консервативный метод, использующий квазистационарный подход при определении расходов воды/водяного пара из насадки, включающий:

- формулы критического истечения перегретого пара через сопло;
- формулу докритического истечения пара;
- формулу Дарси-Вейсбаха (для воды);
- уравнение баланса массы воды/пара в границах расчетной модели 3-го контура.

Полученные результаты по истечению воды/пара были использованы при расчетах гидродинамических параметров при максимальной расчетной течи для номинального и пускового режимов работы ОПГ. Рассмотрены варианты работы элементов САЗ ОПГ без отказов и с единичным отказом УПМ ОПГ на аварийном модуле.

Анализ полученных результатов показывает, что максимальное давление при МРТ в оборудовании и трубопроводах второго контура, кроме ПТО, не превышает допустимого расчетного давления для рассмотренных режимов работы ИЯУ МБИР.

Пассивные средства защиты позволяют эффективно снизить давление в оборудовании и трубопроводах второго контура ИЯУ МБИР при МРТ.

Для гидродинамических расчетов использовалось ПС LLEAK-3С 1.0, разработанное в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ LLEAK-3С 1.0 №2020662541 от 15.10.2020).

Выполнены расчеты для определения эффективности применения системы контроля межконтурной течи (СКМТ).

Показано, что при работе ОПГ как в номинальном, так и в пусковом режиме (до начала генерации пара) для всех рассмотренных случаев возникновения исходной течи видно, что времена достижения аварийных уставок приборами ЭХДВ-Н, ЭХДВ-Г и ИРИС/ТАРАН-Тм меньше, чем время саморазвития течи и время прожога противоположной стенки трубки независимо от места исходной течи.

Таким образом, система контроля межконтурной течи СКМТ эффективно работает во всех рассмотренных режимах работы ОПГ при возникновении исходных малых течей в любой точке теплообменной поверхности модулей ОПГ.

Расчеты эффективности СКМТ выполнялись с использованием программного средства SLEAK, разработанного в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ SLEAK №2018619218, РФ, 2018 г.).

Выполненная работа играет важную роль при обосновании безопасной эксплуатации РУ МБИР.

Работа выполнялась в рамках Госконтракта, количественные результаты исследований предоставлены Заказчику.

В. В. Борисов, С. В. Перевозников, О. И. Мяздрикова

Расчетное обоснование эффективности подсистемы защиты ПГ БН-1200М и оборудования второго контура от превышения допустимого давления при течи воды в натрий

Цель работы — обоснование эффективности подсистемы защиты ПГ Н-532 и оборудования второго контура РУ БН-1200М от превышения допустимого давления при большой течи воды в натрий.

Выполнен большой объем расчетных исследований гидродинамических процессов во втором контуре при МРТ (максимальная расчетная течь — гильотинный разрыв одной теплообменной трубки). Расчеты выполнялись для номинального и пускового режимов работы ПГ с учетом возможных единичных отказов предохранительных мембранных устройств УПМ-300.

Для различных вариантов схемы и различных параметров оборудования второго натриевого контура получены данные по величине приращений давлений в заданных точках контура, в частности в ПТО, и изменению расходов среды по участкам контура.

Показано, что разработанные технические решения по схеме и оборудованию второго контура позволяют обеспечить безопасную эксплуатацию РУ БН-1200М в рассмотренных режимах работы ПГ Н-532 при возникновении МРТ.

Определен оптимальный, с точки зрения обеспечения безопасной эксплуатации, вариант схемного решения и параметров оборудования.

Дополнительно показана перспективность использования расходомеров для контроля больших течей воды в натрий. Установка расходомеров может быть осуществлена:

- на объединенной линии сдувок DN40 из модулей ПГ;
- на перемычке DN40 между ГКО «холодных» веток;
- на линиях доставки натрия DN25 к блокам КИБ.

Все расчеты выполнены с использованием программного средства LLEAK-3С 1.0, разработанного в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ LLEAK-3С 1.0 №2020662541 от 15.10.2020).

Полученные данные предназначены для использования при обосновании проектных решений по второму натриевому контуру РУ БН-1200М и САЗ ПГ Н-532.

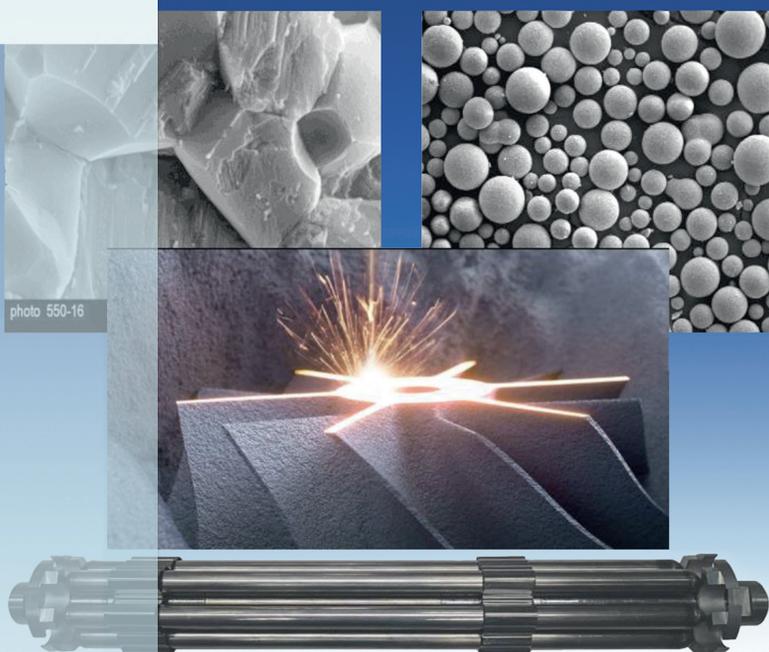
Работа выполнялась в рамках подрядного договора, количественные результаты исследований предоставлены Заказчику.

В. В. Борисов, С. В. Перевозников, О. И. Мяздрикова

МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

8

РАЗДЕЛ



2022

МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

Лабораторные исследования проб конструкционных материалов АЭС

Большая часть узлов ядерной энергетической установки является труднодоступной или практически неремонтопригодной. Последствия разгерметизации весьма опасны из-за загрязнения окружающей среды радиоактивными продуктами. Определение следовых количеств примесей в сталях является важной задачей, так как примеси могут спровоцировать коррозионные процессы, появление различных видов трещин [1], [2].

Каждый химический элемент, входящий в состав стали, влияет на ее механические свойства — улучшает или ухудшает. Сурьма и олово относятся к примесям, негативно влияющим на свойства сталей. Они попадают в сталь с шихтой — с рудами из различных месторождений, а также из железного лома.

Сурьма имеет сильную склонность сегрегировать при затвердевании стали и поэтому вредно влияет на качество поверхности непрерывнолитых стальных слитков. В твердом состоянии стали сурьма сегрегирует к границам зерен и вызывает отпускную хрупкость легированных сталей.

Олово имеет очень сильную склонность сегрегировать к границам зерен и вызывать отпускную хрупкость в легированных сталях. Оно оказывает вредное влияние на качество поверхности непрерывнолитых слитков, а также может снижать горячую пластичность сталей в аустенитно-ферритной области диаграммы состояния. Предельно допустимая концентрация примеси в сталях составляет 0,05 %.

Объектами исследования являлись образцы сплавов, использующихся для изготовления крепежных элементов и внутриреакторного оборудования реакторных установок типа ВВЭР-1000. Цель исследования состояла в определении содержания примесей олова и сурьмы в анализируемых образцах методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой.

Измерения проводились в соответствии с методикой измерения массовых долей металлических примесей методом эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой № 222.0351/01.00258/2013 [3].

Содержание примесей сурьмы и олова находятся ниже предела обнаружения (10^{-5} % мас.), следовательно, наличие данных примесей не оказывает отрицательное влияние на коррозионные свойства анализируемых сплавов.

Литература

1. Свойства реакторных сталей / Под общей ред. д. т. н., проф. В.М. Поплавского. Бобков В.П., Блохин А.И., Забудько Л.М., Казанцев Г.Н., Румянцев В.Н., Смогалев И.П., Тарасиков В.П. — 2011. Т. 5. — С. 13–17.
2. Физические свойства сталей и сплавов, применяемых в энергетике / Под ред. Б.Е. Неймарка. — Энергия, 1967 г. — С. 120–121.
3. Методика измерений массовых долей металлических примесей методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой №222.0351/01.00258/2013.

К. Г. Легких, Е. А. Грушичева

Комплексные экспериментально-расчетные исследования радиационных явлений в реакторных материалах ядерной и термоядерной энергетики на базе облучения в ионном ускорителе

В 2022 году объектами исследования являлись стали ферритно-мартенситного и аустенитного класса, сплавы, материалы для жидкосолевого реактора.

Было проведено циклическое последовательное облучение образцов этих материалов в широком температурном интервале ионами Ni^{4+} или Fe^{4+} с энергией 11,5 МэВ, ионами He^+ и H^+ различных энергий до максимальной повреждающей дозы вдоль пробега ионов 250 сна, при котором имплантация гелия и водорода вдоль пробега тяжелых ионов соответствует скоростям их наработки в этих сплавах в реакторе.

На основе анализа микроструктуры облученных ионами образцов были получены данные по эволюции микроструктуры, распуханию, фазовому составу и микротвердости исследуемых материалов.

В кооперации с предприятиями отрасли и НИЦ «Курчатовский институт» (ЦНИИ КМ «Прометей») на основе полученных данных была разработана структура и все основные разделы методики экспресс-оценки радиационной стойкости конструкционных материалов. Впервые получены данные по эволюции микроструктуры и механических свойств исследованных материалов разных классов при высокодозном ионном облучении; разработаны шаблоны хранения и начата систематизация экспериментальных данных по свойствам облученных реакторных материалов для отраслевой базы данных.



Мишенный зал ускорителя

Д. Е. Гремячкин, А. Ф. Гурбич, В. Е. Рудников, В. А. Печенкин

Обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300

Цель работы: подтверждение коррозионной стойкости оболочек твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 в среде свинцового теплоносителя, обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны в месте контакта «твэл — дистанционирующая решетка».

Основные работы проводятся в свинцовых циркуляционных стендах при поддержании заданной температуры теплоносителя и массовой доли кислорода в теплоносителе. Параметры теплоносителя непрерывно регистрируются измерительной системой стенда и приводятся в протоколах и/или отчетах об испытаниях и исследованиях. По завершении каждого этапа ресурсных испытаний Заказчику передается архив параметров, регистрируемых при проведении испытаний.

Задачи работы:

1) Проведение материаловедческих исследований имитаторов твэлов с различными вариантами термообработки.

2) Проведение ресурсных испытаний макетов ТВС при температуре 650 °С при поддержании штатной массовой доли кислорода в свинце.

3) Проведение ресурсных испытаний макетов ТВС при температуре 650 °С при допустимых отклонениях массовой доли кислорода в свинце.

4) Проведение анализа полученных результатов.

Объектами материаловедческих исследований после испытаний являются элементы макета ТВС.

Материаловедческие исследования выполняются в следующем объеме:

– оценка состояния внешней поверхности образцов (характер строения внешнего слоя оксидной пленки на его однородность, наличие пор, пустот, трещин, сколов, локальных наростов оксида, наличие остатков свинца);

– оценка микроструктурного состояния границ разделов: сталь — оксид, сталь — участки внутреннего окисления, участки внутреннего окисления — внешний оксидный слой, внешний оксидный слой — свинец (механизм коррозии в стали, однородность/неоднородность распределения оксидной пленки, наличие участков с локальными видами коррозии), определяется остаточная толщина оболочки имитатора твэла и ДР;

– размер коррозионных дефектов (при наличии);

– структура металла оболочки и пуклевок дистанционирующих решеток (ДР);

– структурно-фазовый состав приповерхностного слоя металла и металла сварного соединения ячеек ДР и сварных точек приварки втулок к направляющей трубе.

В 2022 году были выполнены следующие работы:

1. Проведены ресурсные испытания макетов ТВС в циркуляционных стендах со свинцовым теплоносителем при следующих режимах:

1.1 при температуре 650 °С с набором ресурса не менее 7500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

1.2 при температуре 650 °С с набором суммарного ресурса не менее 7500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

1.3 при температуре 650 °С в течение не менее 1500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 3) \cdot 10^{-8} \%$;

1.4 при температуре 620 °С и макета с твэлами с различной ТО при температуре 650 °С с набором ресурса не менее 5000 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

1.5 макета ТВС, изготовленного с применением выбранного режима термообработки, при температуре 650 °С не менее 1500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(4 - 6) \cdot 10^{-5} \%$.

2. Проведены материаловедческие исследования макетов ТВС после ресурсных испытаний в циркуляционных стендах со свинцовым теплоносителем:

2.1 испытанного при температуре 650 °С с набором ресурса не менее 5000 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

2.2 испытанного при температуре 650 °С с набором суммарного ресурса не менее 7500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

2.3 испытанного при температуре 650 °С с набором суммарного ресурса не менее 7500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 4) \cdot 10^{-6} \%$;

2.4 испытанного при температуре 650 °С не менее 1500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1 - 3) \cdot 10^{-8} \%$.

3. Проведены патентные исследования, выпущен отчет о патентных исследованиях.

Работа выполнялась в рамках доходного договора, количественные результаты исследований направлены Заказчику.

Г. А. Биржевой, О. В. Левин, А. А. Иванов

Получение порошков высокотемпературного припоя системы «железо — германий» способом газовой атомизации расплава

Цель работы: выяснение возможности получения порошка высокотемпературного припоя системы Ni-Fe-Ge-Cr-Si-Mn с размером частиц 30 – 60 мкм методом газовой атомизации расплава и использования полученного порошка припоя для создания надежных паяных соединений оребрения с оболочками элементов активных зон ядерных энергетических установок.

В настоящее время порошки высокотемпературных припоев, используемые для пайки соединений элементов активных зон ядерных энергетических установок, изготавливают, разливая расплав припоя на охлаждаемые вращающиеся диски с последующим размолотом получающейся ленты припоя до состояния порошка. Применение метода атомизации расплава позволили уменьшить число технологических операций и стоимость производства порошка припоя, а также снизить количество шлака в готовом порошке. Снижение количества шлака приводит к уменьшению температуры плавления, улучшению растекаемости и смачиваемости припоем поверхности оболочки при формировании паянного соединения. В отличие от порошков, получаемых при размолотом лент припоя, структура порошков, изготовленных методом атомизации расплава, оказывается в высокой степени регулярной (частицы порошка имеют сферическую

форму), причем фракционный состав порошков можно изменять путем соответствующего изменения термодинамических параметров процесса атомизации расплава.

Для достижения поставленной цели были выполнены следующие работы:

- разработка режимов атомизации расплава припоя системы Ni–Fe–Ge–Cr–Si–Mn;
- исследование фракционного состава полученных порошков, структуры частиц и их формы;

- технологическое опробование создания пасты припоя и паяных соединений.

Порошки припоя получали на установке газовой атомизации с вакуумно-индукционной плавкой слитков припоя, включающей: систему откачки (роторный и бустерный насосы), плавильную камеру, камеру сборки металлического порошка, систему подачи аргона высокой чистоты и замкнутую систему охлаждения. В плавильной камере был размещен тигельный блок, включающий в себя индукционную печь с варьируемыми мощностью и рабочей частотой, керамический тигель с донным сливом из стабилизированного оксида алюминия и нагреватель направляющей трубки.

При изготовлении порошка припоя выполняли следующую последовательность операций: установка керамического тигля из оксида алюминия в плавильную камеру и загрузка шихтовых материалов, откачка воздуха из плавильной камеры, промывка камеры аргоном и повторная откачка, предварительный нагрев и выдержка керамического тигля в вакууме при 500 °С в течение 20 – 30 минут, заполнение камеры аргоном до давления 1 бар и дальнейший нагрев до температуры распыления, выдержка расплава при температуре распыления, распыление расплава, сбор порошка и его просев на фракции через набор сит (с размерами ячеек до 40, 63, 100 и 200 мкм).

Для получения порошков припоя были использованы слитки припоя вакуумно-индукционной выплавки, полученные из следующих шихтовых материалов: сталь сортовая электротехническая нелегированная, германий поликристаллический зонно-очищенный, никель полуфабрикатный анодный, хром электролитический рафинированный, марганец электролитический, кремний поликристаллический.

Были опробованы режимы атомизации расплава припоя (диапазоны параметров представлены в таблице 1) и получены опытные партии порошка припоя системы Ni–Fe–Ge–Cr–Si–Mn. Фракционный состав полученных порошков припоя представлен таблице 2.

Таблица 1. Режимы атомизации расплава припоя

Температура распыления, °С	1300 — 1360
Давление в форсунках, бар	40 — 46
Давление в камере плавления, бар	1,2 — 1,3

Таблица 2. Фракционный состав порошка припоя, массовый %

Размер частиц, мкм	Партия 1	Партия 2	Партия 3
< 40	58,00	43,99	41,51
40 – 63	31,50	45,70	28,87
63 – 100	–	6,22	14,06
100 – 200	–	2,86	3,56
Потери	10,50	1,24	12,01

Микроструктуру порошков припоя исследовали в сканирующем электронном микроскопе. Порошки припоя всех партий состояли из частиц сферической формы. Изображения микроструктуры порошков представлены на рисунке 1. Частицы порошков обладают сферической формой диаметром от единиц микрон до 150 мкм. На поверхности крупных частиц присутствуют сателлиты (прилипшие мелкие частицы сферической формы). Поверхность многих крупных частиц не является гладкой — наблюдаются поверхностные структуры с характерным размером микрообластей 1 – 9 мкм (рис. 1б).

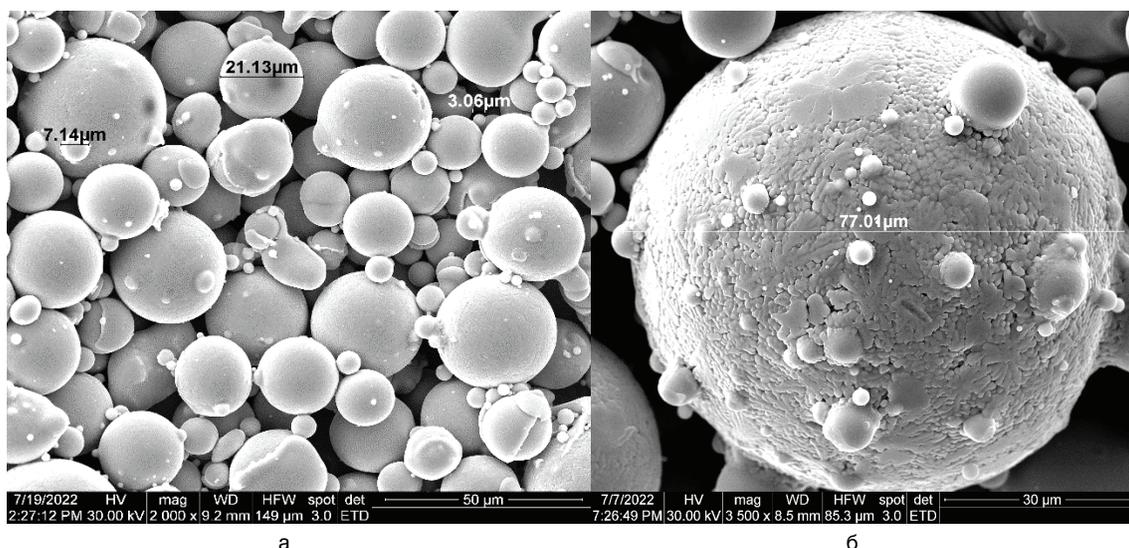


Рис. 1. Микроструктура порошка припоя

Элементный состав порошка припоя определяли методом атомно-эмиссионной спектроскопии. Элементный состав порошка, полученного в режимах 1 – 3, соответствует составу исходных слитков припоя (табл. 3).

Таблица 3. Элементный состав порошка припоя

	Содержание химических элементов, % мас.					
	Ni	Cr	Fe	Ge	Mn	Si
Слитки	основа	6,3 – 6,6	10,1 – 11,0	15,2 – 16,2	15,1 – 15,9	3,7 – 3,9
Порошок		6,7	10,3	16,5	15,2	4,0

Исследование микроструктуры паяного соединения прямого ребра и подложки, изготовленных из аустенитной стали, проведено с помощью оптического микроскопа на шлифах после травления (рис. 2). Припой равномерно распределен в зоне ребра и хорошо смачивает поверхности ребра и подложки. Дефекты паяных соединений не обнаружены.

Механические испытания паяных соединений прямого ребра и подложки на отрыв были проведены при нагрузке, приложенной на ребро длиной около 600 мм по касательной к поверхности подложки. Усилия отрыва для полученных паяных соединений (135 – 206 Н) соответствуют усилиям отрыва для паяных соединений, получаемых с использованием порошка припоя, изготовленного путем размолта лент припоя (140 – 201 Н).

При использовании порошка припоя, изготовленного методом атомизации расплава, взамен порошка, изготовленного путем размолта лент припоя, отсутствует необходимость изменения существующей технологии создания паяных соединений цилиндрических оболочек с дистанционирующими ребрами.

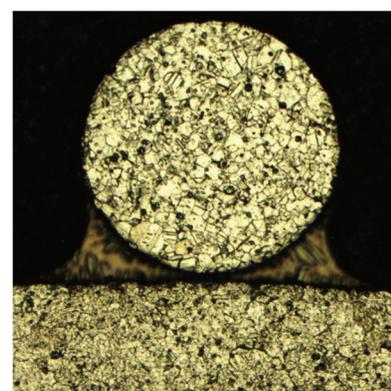


Рис. 2. Микроструктура паяного соединения прямого ребра и подложки

По качеству структуры и механическим свойствам паянные соединения, созданные с применением порошка припоя, изготовленного методом атомизации расплава, не уступают аналогичным изделиям, созданным с использованием порошка, полученного путем размола.

*С. В. Шулепин, А. Н. Пазюк, Н. П. Соловьев,
Ю. А. Орлов, М. Ю. Канунников*

Сравнение результатов исследования коррозионной стойкости стали ЭП823 в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителе

Использование тяжелых жидких металлов в реакторных технологиях, и прежде всего в качестве теплоносителя быстрых ядерных реакторов, широко изучается во всем мире. Как правило, речь идет об использовании свинца или эвтектики свинец — висмут. В нашей стране сооружается опытно-демонстрационный реактор БРЕСТ ОД-300 со свинцовым теплоносителем, разработан проект реактора СВБР-100, теплоносителем которого является эвтектика свинец — висмут. Однако препятствием для использования тяжелых жидкометаллических теплоносителей является коррозия конструкционных материалов, в первую очередь элементов активной зоны, из-за высокой температуры.

В качестве материала оболочек твэлов, органов регулирования и защиты реакторов БРЕСТ ОД-300 и СВБР-100 выбрана 12%-я хромистая сталь ферритно-мартенситного класса 16Х12МВСФБР (ЭП823). Марочный состав стали в соответствии с ТУ 14-1-1135-2020 [1] следующий:

С ... 0,14 – 0,18	Cr ... 10,0 – 12,0	Nb ... 0,2 – 0,4	P ... ≤ 0,015	Fe ... основа
Si ... 1,0 – 1,3	Ni ... 0,5 – 0,8	Ce+La... ≤ 0,1	W ... 0,5 – 0,8	
Mn ... 0,5 – 0,8	V ... 0,2 – 0,4	S ... ≤ 0,01	Mo ... 0,6 – 0,9	

Установлено, что в зависимости от концентрации кислорода, растворенного в теплоносителе (C_{O_2}), наблюдаются три механизма взаимодействия свинца и свинца — висмута со сталью. При содержании кислорода $C_{O_2} \leq 10^{-7}$ % по массе наблюдается жидкометаллическая коррозия стали, заключающаяся в ее растворении, при содержании $C_{O_2} \geq 10^{-5}$ % по массе отмечается коррозия, сопровождаемая неконтролируемым окислением стали на большую глубину. При промежуточной концентрации кислорода на поверхности стали образуется защитная оксидная пленка, препятствующая как жидкометаллической, так и кислородной коррозии. Для БРЕСТ ОД-300 и СВБР-100 в качестве рабочего выбран интервал концентрации кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе.

Атомная доля свинца в эвтектике свинец — висмут составляет 44,5 %. Представляет интерес сравнение скорости коррозии стали ЭП823 в жидком свинце и эвтектике свинец — висмут. Специальных экспериментов в этой области не проводилось, однако есть возможность сравнить их влияние на сталь ЭП823, используя результаты испытаний в неизотермических циркуляционных стендах.

Скорость коррозии стали ЭП823 в жидком свинце и эвтектике свинец — висмут

Доступные данные ограничиваются 1998 — 2014 гг. и выполнены в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [2]—[7]. Большая часть результатов приведена для содержания кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе. При этом в работе [4] также отмечается, что сталь ЭП823, предназначенная для использования в качестве оболочек твэлов, выплавляется из особо чистых шихтовых материалов, что обеспечивает ее эксплуатационную надежность при контакте с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями.

Максимальная толщина оксидной пленки на поверхности стали ЭП823 после испытаний в свинце — висмуте при различной температуре приведена в работе [2], (табл. 1). В работе [3] показано, что толщина оксидной пленки после испытаний в свинце при 650 °С и концентрации растворенного кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе в течение 16 тыс. ч составляет 5 – 10 мкм. Примерно такая же по толщине оксидная пленка наблюдалась в экспериментах при концентрации растворенного кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе [4]: 1 – 8 и 2 – 10 мкм в испытаниях в свинце при 620 и 650 °С в течение 16 672 ч, соответственно, 8 – 12 мкм в испытаниях в свинце — висмуте при 600 °С в течение 29 917 ч.

Таблица 1. Максимальная толщина оксидной пленки на стали ЭП823 после испытаний в свинце —висмуте при различной температуре

Температура, °С	Содержание кислорода, % по массе	Время испытаний, ч	Максимальная толщина, мкм
620	$8 \cdot 10^{-7} - 5 \cdot 10^{-6}$	2 598	5
560	$(1 - 7) \cdot 10^{-6}$	8 000	3
560	$(1 - 7) \cdot 10^{-6}$	12 000	5

В работе [5] коррозионные испытания трубчатых образцов из стали ЭП823 в потоке теплоносителя свинец — висмут проводились при концентрации растворенного кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе. Суммарное время ресурсных коррозионных испытаний при 600 °С составило 50 135 ч. На рис. 1 приведена микроструктура стали после этих испытаний, а на рис. 2 — изменение толщины оксидного слоя на поверхности исследуемых образцов в зависимости от времени испытаний.



Рис. 1. Микроструктура стали ЭП823 после коррозионных испытаний в свинцово-висмутовой эвтектике длительностью 50 135 ч при $T = 600$ °С, $C_{[O]} = (1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе

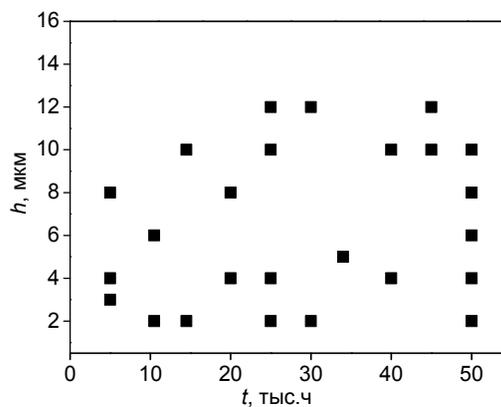


Рис. 2. Зависимость толщины оксидного слоя h на поверхности образцов стали ЭП823 от длительности коррозионных испытаний t в свинцово-висмутовой эвтектике ($T = 600$ °С, $C_{[O]} = (1 - 4) \cdot 10^{-6}$ % по массе)



Рис. 3. Микроструктура стали ЭП823 после коррозионных испытаний в свинце длительностью 16 672 ч при $T=650\text{ }^{\circ}\text{C}$, $C_{[O]} = (1 - 4) \cdot 10^{-6}\%$ по массе

В работе [6] приведены результаты стендовых коррозионных испытаний образцов макетов твэлов с оболочкой из стали ЭП823 суммарной длительностью 16 672 ч при 610–620 и 650 °С и содержании кислорода в теплоносителе $(1 - 4) \cdot 10^{-6}\%$ по массе. На рис. 3 показана структура стали после испытаний в течение указанного времени, на рис. 4 — изменение толщины оксидного слоя на поверхности исследуемых образцов в зависимости от времени испытаний при 610–620 и 650 °С.

Приведенные в работах [2] — [6] и на рис. 2, 4 данные показывают, что толщина оксидного слоя на трубчатых образцах, изготовленных из стали ЭП823, при испытаниях как в эвтектике свинец — висмут, так и в жидком свинце при 600–650 °С и содержании кислорода, равном $(1 - 4) \cdot 10^{-6}\%$ по массе, за время до 17 тыс. ч составляет 1–12 мкм независимо от вида теплоносителя и температуры (табл. 2).

Таблица 2. Параметры испытаний и глубина коррозии стали ЭП823 в жидких свинце и свинце — висмуте при концентрации растворенного кислорода $(1 - 4) \cdot 10^{-6}\%$ по массе

Теплоноситель	Температура, °С	Время, ч	Толщина оксидной пленки, мкм	Источник
Свинец	650	16 000	5 – 10	2
Свинец	620	16 672	1 – 8	3
Свинец	650	16 672	2 – 10	3
Свинец	610 – 620	16 672	2 – 10	5
Свинец	650	16 672	1 – 12	5
Свинец — висмут	620	2 600	5	1
Свинец — висмут	600	29 917	8 – 12	3
Свинец — висмут	600	50 135	2 – 12	4

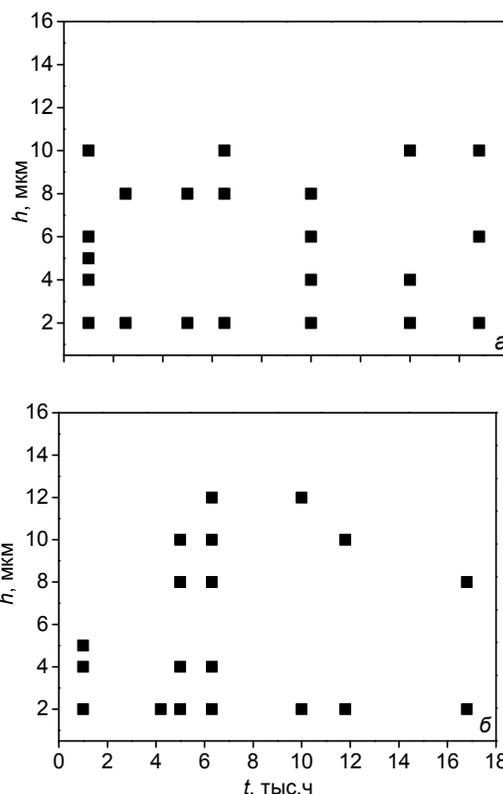


Рис. 4. Зависимость толщины оксидного слоя на поверхности образцов стали ЭП823 при 610–620 °С (а) и 650 °С (б) ($C_{[O]} = (1 - 4) \cdot 10^{-6}\%$ по массе) от длительности коррозионных испытаний в свинце

При испытаниях одновременно протекают два процесса: рост оксидной пленки и ее смыв теплоносителем. Поэтому толщина не может быть критерием скорости коррозии. Однако, как отмечается в работах [5], [6], даже после испытаний в течение 50 135 ч в сплаве свинец — висмут [5] и 16 772 ч в жидком свинце [6] толщина неокисленной части стенки оболочек находится в допустимых пределах для толщины трубы в состоянии заводской поставки. Для ~17 тыс. ч уменьшение толщины не превышает 5 мкм в обоих тяжелых жидкометаллических теплоносителях. Это свидетельствует о том, что скорость смывания незначительна и почти одинакова для обоих теплоносителей, что дает основание считать скорость коррозии стали ЭП823 в указанных теплоносителях близкой.

Как уже отмечалось в работах [2] — [6], исследования коррозионной стойкости проводились на стали ЭП823, изготовленной с использованием особо чистых шихтовых материалов. Известно, что свойства материалов напрямую зависят от их качества. В связи с этим коррозионные свойства стали ЭП823, изготовленной с использованием менее чистых материалов, могут существенно отличаться от приведенных в настоящей статье и в каждом отдельном случае нуждаются в экспериментальной проверке.

Литература

1. ТУ 14-1-1135—2020 Прутки из жаропрочной стали марки 16X12МВСФБР (ЭП 823-Ш). — М., «ЦНИИчермет», 2020.
2. Ячменев Г.С., Русанов А.Е., Громов Б.Ф. и др. Проблемы коррозии конструкционных материалов в ТЖМТ // В сб.: Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-1998). — Обнинск, 1998, в 2-х т. — Т. 1. — С. 136.
3. Русанов А.Е., Певчих Ю.М., Левин О.Э. и др. Экспериментальная база ГНЦ РФ—ФЭИ по исследованиям коррозии сталей в ТЖМТ: современное состояние и пути развития // Там же. — С. 100.
4. Русанов А.Е., Троянов В.М., Беломытцев Ю.С. и др. Разработка и исследования оболочечных сталей для твэлов ЯЭУ с тяжелым теплоносителем // Там же. — Т. 2. — С. 678.
5. Демишонков А.П., Левин О.Э., Дворяшин А.М. и др. Поведение защитных оксидных барьеров при длительных коррозионных испытаниях сталей в ТЖМТ // В сб.: Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2008). — Обнинск, 2009, в 2-х т. — Т. 2. — С. 327.
6. Русанов А.Е., Левин О.Э., Гущина А.Г. и др. Исследование коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Рb—Вi теплоносителя // В сб.: Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2013). — Обнинск, 2014, в 2-х т. — Т. 1. — С. 287.
7. Русанов А.Е., Биржевой Г.А., Левин О.Э. и др. Результаты исследования коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Рb теплоносителя // В сб.: 3-я межд. научно-техн. конф. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». — Москва, ОАО «НИКИЭТ», 2014, т. 1. — С. 421.

Г. А. Биржевой, В. М. Троянов

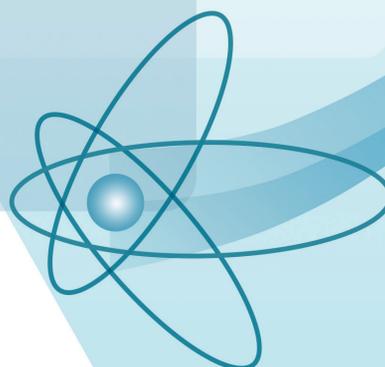
МАССОПЕРЕНОС

РАЗДЕЛ

9



2022



МАССОПЕРЕНОС

Исследование массопереноса твердофазных примесей в циркуляционных контурах со свинцовым теплоносителем

Многолетний опыт эксплуатации жидкометаллических (свинец-висмутовых и др.) контуров, а также анализ результатов исследований на контурах с жидким свинцом показали, что в них неизбежно происходят процессы поступления примесей в теплоноситель, взаимодействие этих примесей между собой, с компонентами теплоносителя и конструкционных материалов, а также транспортировка и локализация продуктов этих взаимодействий. На процессы образования примесей и массопереноса оказывают большое влияние свойства самого теплоносителя, а также особенности материалов конструкций и условий эксплуатации контуров.

На модернизированном стенде ТТ-1М со свинцовым теплоносителем проведен комплекс испытаний, связанных с проблемами массопереноса продуктов коррозии конструкционных сталей по контуру циркуляции. Основной целью испытаний являлось моделирование процесса образования твердых дисперсных частиц на основе компонентов конструкционных сталей (в основном железа) в потоке свинцового теплоносителя, а также оценка эффективности отвода этих частиц из теплоносителя путем фильтрации.

Экспериментальный стенд ТТ-1М оснащен следующими системами контроля:

- контроль температуры по основному контуру и байпасным участкам;
- контроль расхода теплоносителя по основному контуру и байпасным участкам;
- контроль ТДА (термодинамической активности) кислорода по основному контуру и байпасным участкам;
- системой отбора проб теплоносителя на вынос из 6 различных точек циркуляционного контура без его разгерметизации.

В ходе экспериментов моделирование процесса поступления компонентов конструкционных сталей в теплоноситель осуществлялось путем прокачки «горячего» расплава через источник металлических примесей (ИМП). При этом твердый металл (в основном Fe) растворялся в потоке «горячего» теплоносителя, о чем свидетельствовали показания ДАК на выходе из ИМП. Затем в теплоноситель принудительно вводился растворенный кислород из массообменного аппарата (МА). Это приводило к повышению активности кислорода и соответствующему снижению концентрации активного железа в СТ. Снижение концентрации химически активного железа обусловлено процессом его окисления и появлением избыточной фазы твердого магнетита в виде дисперсных частиц.

В режиме генерации дисперсных частиц в теплоноситель часть потока теплоносителя поступала на байпас фильтра, где происходила его очистка от взвешенных примесей. Оценка эффективности фильтрации производилась путем контроля расхода теплоносителя через фильтр, а также путем периодической ревизии фильтра по завершении очередного этапа испытаний. Фильтроматериал по окончании режима

фильтрации при различных расходах теплоносителя через фильтр подвергался спектрофотометрическому анализу на содержание уловленного железа.

Оценка эффективности очистки теплоносителя от взвешенных примесей дублировалась оценкой чистоты теплоносителя на выходе из фильтра путем анализа периодически отбираемых проб свинца на вынос. Методом химико-спектрального анализа определялось содержание основных примесей конструкционных материалов (Fe, Cr, Ni). Время и место отбора проб позволяло сопоставлять полученные данные с проведением того или иного режима работы экспериментального стенда.

На отдельных байпасах стенда моделировались условия формирования отложений на элементах конструкций, имитирующих подъемные и опускные участки циркуляционного контура. Возможность автономного осушения байпасов от расплава позволяла производить ревизию этих участков без разделки всего контура.

В результате проведенных исследований получены 3 массива экспериментальных данных, содержащие:

- данные по динамике изменения и распределения ТДА кислорода в свинцовом теплоносителе, в зависимости от проводимых технологических операций (раскисление теплоносителя водородом, окисление и поддержание «базового» кислородного режима $((1 - 4) \cdot 10^{-6} \text{ мас.})$), а также в условиях изменения интенсивности подачи примеси железа в теплоноситель;

- экспериментальные данные по изменению ТДА кислорода в свинце при поддержании «базового» кислородного режима при изменении расхода теплоносителя:

- в основном тракте циркуляционного контура стенда ТТ-1М;
- байпасе ИМП;
- байпасе МА;
- расхода теплоносителя через фильтр;
- расхода теплоносителя через байпасы, имитирующие подъемные и опускные участки, с заданной скоростью.

- экспериментальные данные по динамике изменения и распределении ТДА кислорода и ТДА железа в свинцовом теплоносителе в зависимости от проводимых технологических операций по исследованию процесса фильтрации свинцового теплоносителя.

Работа выполнялась в рамках подрядного договора, количественные результаты исследований предоставлены Заказчику.

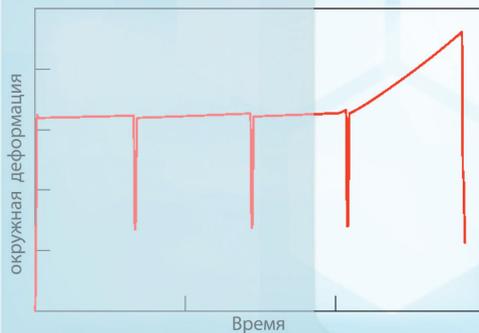
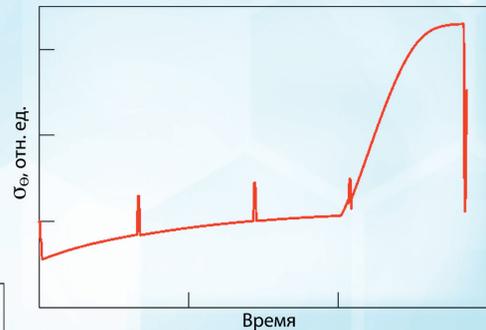
*Р. Ш. Асхадуллин, С.-А. С. Ниязов, С. Е. Харчук, Р. П. Садовничий,
Е. В. Логутенкова, А. Ю. Легких, К. Д. Иванов*

ОБОСНОВАНИЕ ТВЭЛОВ СО СНУП-ТОПЛИВОМ

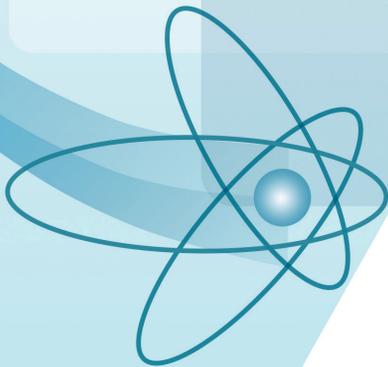
10 РАЗДЕЛ



Расчёт напряжений
и деформаций



Расчёт работоспособности
и ресурса



2022

ОБОСНОВАНИЕ ТВЭЛОВ СО СНУП-ТОПЛИВОМ

Расчетные исследования температурного и напряженно-деформированного состояния ТВЭЛОВ со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом

Дополнительные расчеты ТВЭЛОВ со СНУП-топливом КЭТВС-25 реактора БН-600 и КЭТВС-МА реактора БН-800

Намеченные реакторные испытания КЭТВС-25 реактора БН-600 и КЭТВС СНУП МА реактора БН-800 проводятся с целью получения первых результатов по работоспособности ТВЭЛОВ со СНУП-топливом, содержащем минорные актиниды. Для расчетного обоснования работоспособности ТВЭЛОВ со СНУП-топливом Ростехнадзором рекомендовано проведение верификационных (параллельных) расчетов по различным кодам.

Для проведения расчетов ТВЭЛОВ со СНУП-топливом в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» используется термомеханический код ДРАКОН-М 2.0. Квазитрехмерный термомеханический код ДРАКОН-М 2.0 предназначен для численного моделирования и расчета полей температур и напряженно-деформированного состояния (НДС) ТВЭЛОВ реакторов на быстрых нейтронах с плотным СНУП-топливом в условиях штатной эксплуатации при квазистационарном режиме нагружения.

В рамках данной работы проведены расчеты температурного и напряженно-деформированного состояния экспериментальных ТВЭЛОВ со СНУП-топливом КЭТВС-25 реактора БН-600 и КЭТВС СНУП МА реактора БН-800. Полученные результаты будут использованы при подготовке технических проектов ТВЭЛОВ данных КЭТВС.

Исследование путей улучшения работоспособности ТВЭЛОВ со СНУП-топливом и оболочкой ЭП823 по результатам анализа ПРИ ОУ БОР-60 и ЭТВС БН-600

Результаты послереакторных исследований показывают, что в процессе облучения происходит растрескивание таблеток из нитридного топлива. Для учета растрескивания в коде ДРАКОН-М 2.0 реализована эмпирическая модель растрескивания, аналогично модели для оксидного топлива.

В рамках данной работы проведены дополнительные расчеты температурного и напряженно-деформированного состояния ТВЭЛОВ облучательного устройства ОУ-2 реактора БОР-60 и экспериментальной сборки ЭТВС-11 реактора БН-600 с использованием кода ДРАКОН-М 2.0 с учетом модели растрескивания топливных таблеток при первом выходе реактора на мощность.

Проведен сравнительный анализ полученных результатов расчетов ТВЭЛОВ ОУ-2 реактора БОР-60 и ЭТВС-11 реактора БН-600 с учетом модели растрескивания топливных таблеток с данными послереакторных исследований.

Результаты этой работы будут использоваться при подготовке технических проектов ТВЭЛОВ реактора БРЕСТ-ОД-300 и ТВЭЛОВ экспериментальныхборок со СНУП-топливом.

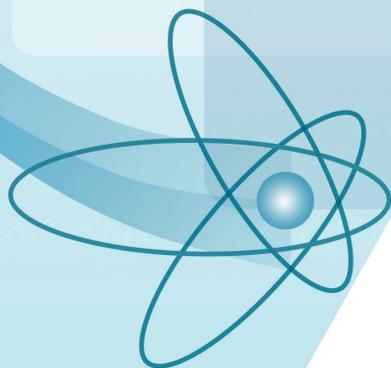
Работа выполнялась в рамках подрядного договора, количественные результаты исследований предоставлены Заказчику.

Е. Е. Мариненко, Р. О. Сутягина, И. А. Пахомов

СОПРОВОЖДЕНИЕ БН-800

11

РАЗДЕЛ



2022

СОПРОВОЖДЕНИЕ БН-800

Анализ точности расчета распределения энерговыделения в БН-800

Расчетное моделирование нейтронного поля является основным способом определения энерговыделения в активной зоне быстрого реактора, в котором, как правило, нет оперативного аппаратного контроля за распределением энерговыделения. Точность расчета является, соответственно, одним из ключевых элементов надежности работы твэлов и ТВС. Другим аспектом проблемы является обоснование консерватизма проектирования активной зоны быстрого реактора — проектных пределов или запасов, влияющих на технико-экономические характеристики. Уникальный опыт эксплуатации реактора БН-800 в период с 1 по 11 микрокампанию позволяет численно оценить точность проектных и эксплуатационных кодов в реальных условиях промышленного быстрого реактора средней мощности и учесть его в перспективных разработках. Такой анализ основан на измерении распределения поля энерговыделения в БН-800 методом гамма-сканирования.

В настоящей статье проанализированы экспериментальные работы по измерению полей энерговыделения, которые были проведены в 2022 году в связи с переходом реактора БН-800 на активную зону с полной загрузкой МОКС-топливом.

Система программного и константного обеспечения нейтронно-физических расчетов реакторов БН

В настоящее время в России сложилась устойчивая система нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, включающая программные комплексы JARFR [1], ГЕФЕСТ800 [2], TRIGEX [3] и константное обеспечение БНАБ-93 [4]. Следует отметить методическую близость базовых алгоритмов программ JARFR, ГЕФЕСТ800 и TRIGEX, вычисляющих трехмерное распределение потоков нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении в традиционной для быстрых реакторов гексагональной геометрии. Возможно решение квазикритической задачи, задачи с внешним источником, а также сопряженной задачи. Для БН-800 объединение или создание единого кода пока не представляется актуальным, поскольку использование разных расчетных программ оправдано спецификой их потребностей.

Описание активной зоны БН-800

Проведение измерений гамма-сканирования происходило в 10-ю перегрузку, когда в активную зону реактора было загружено приблизительно 97 % ТВС с МОКС-топливом. Картограмма сборок активной зоны реактора приведена ниже на рисунке 1. На ней указаны позиции размещения ТВС, для которых было выполнено гамма-сканирование.

Для проведения основного гамма-сканирования реактор БН-800 был выведен на уровень мощности $\sim 0,8\%$ $N_{ном}$ по показаниям АКНП. Облучение на данном уровне мощности продолжалось $\sim 3,19 \cdot 10^{-3}$ эффективных суток. Всего было проведено сканирование 27 ТВС с МОКС-топливом: 13 ТВС ЗМО, 7 ТВС ЗСО, 7 ТВС ЗБО.

Метод измерения величины относительного энерговыделения базируется на регистрации гамма-излучения радиоактивных ядер ^{140}La , образующихся в результате деления ядер топливных нуклидов в процессе облучения ТВС. Метод измерений предусматривает три основных этапа:

- 1) облучение ТВС в предварительно выбранных ячейках активной зоны, при котором происходит образование осколков деления;
- 2) сканирование ТВС для измерения накопленной активности осколка деления ^{140}La ;
- 3) сопоставление с прогнозными расчетами и расчетная интерпретация результатов измерений.

Выполненные в 2022 году измерения для активной зоны реактора БН-800 с МОКС-топливом являются опорными для подтверждения соответствия реальных параметров активной зоны реактора БН-800 их проектным характеристиками после ее перехода на новую модификацию.

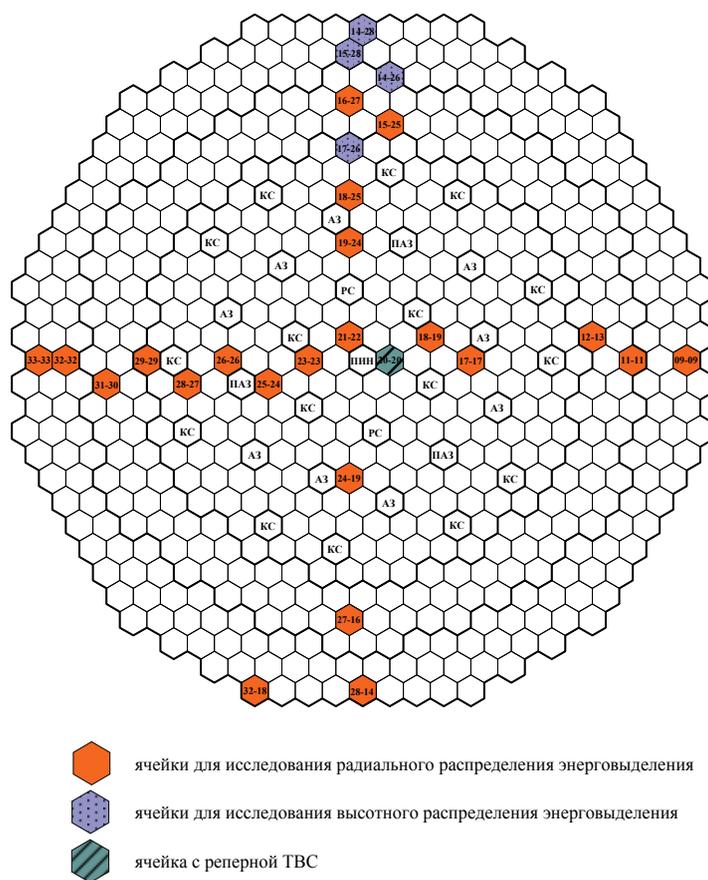


Рис. 1. Позиции размещения ТВС, для которых было выполнено гамма-сканирование

Результаты расчета и анализ полученных данных

Графическое представление расчетных и экспериментальных данных выходов гамма-квантов по радиусу активной зоны в центральной плоскости топливной части представлено на рисунке 2 для программ ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX. Для удобства график представлен в двух частях: а) направление на элеватор загрузки-выгрузки —

«запад — восток»; б) перпендикулярно направлению на элеватор — «юг — север». Перед сравнением радиальные распределения были отнормированы на результаты измерений или расчетов для реперной ТВС в ячейке 20-20.

В таблице приведены результаты статистического анализа расхождений в виде оценок среднего смещения и максимальные расхождения между расчетом и экспериментом.

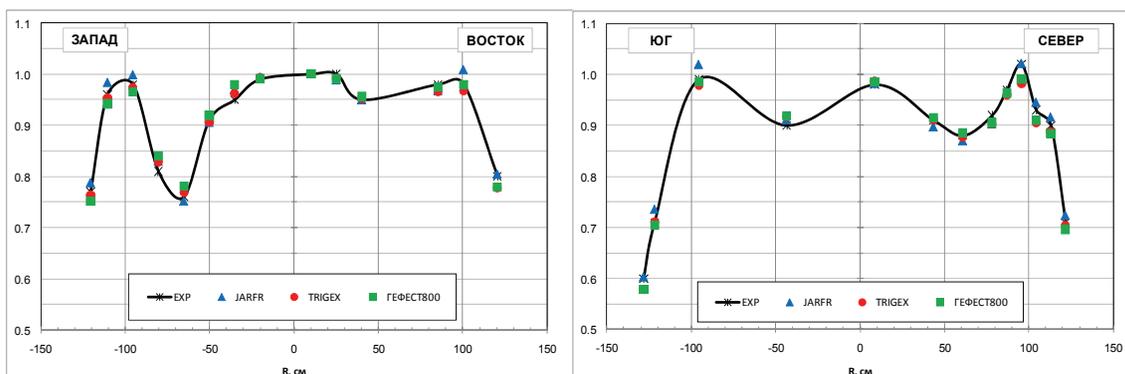


Рис. 2. Распределение расчетных и экспериментальных данных выходов гамма-квантов по радиусу активной зоны в центральной плоскости топливной части

Обобщенные результаты анализа расчетно-экспериментальных расхождений

Направление по активной зоне	TRIGEX		ГЕФЕСТ800		JARFR	
	Среднее	Max	Среднее	Max	Среднее	Max
Запад — восток	$-0,3 \pm 1,2$	2,8	$0,1 \pm 1,9$	3,1	$0,7 \pm 1,5$	2,9
Юг — север	$-1,0 \pm 1,6$	3,7	$-0,9 \pm 1,5$	3,6	$0,7 \pm 1,6$	3,7

Как можно видеть из представленной на рисунке 2 информации, результаты расчетов радиального распределения скорости деления для большинства точек лежат в пределах полученных экспериментальных данных. Результаты расчетов между ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX согласуются между собой. Относительное энерговыделение в основном массиве ТВС активной зоны описывается с погрешностью ~2 %, максимальное расхождение не превышает 4 %. Введение транспортной поправки не оказывает существенного влияния на согласие результатов расчета с экспериментом [5].

Заключение

В результате проделанной работы представлены результаты сравнения расчетных и экспериментальных данных гамма-сканирования по радиусу активной зоны реактора БН-800.

Результаты сравнения показали высокое качество проделанной работы как со стороны экспериментаторов, так и со стороны сотрудников, проводивших расчетные исследования и анализ полученных результатов. В результате сравнения установлено, что в области активной зоны с максимальными энерговыделениями различия между расчетными и экспериментальными данными по абсолютной величине практически не превышают погрешности экспериментальных данных.

Для радиального распределения максимальное отклонение результатов расчета по программам ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX от экспериментальных данных не превышает 4 %, среднеквадратичное отклонение составляет ~2 %.

Литература

1. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов // ВАНТ, серия «Физика и техника ядерных реакторов». — 1983. — Вып. 8(37). — С. 41 – 43.
2. Асатрян Д.С., Белов А.А., Перегудов А.А. и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме // Атомная энергия. — 2015. — Том 118. — Вып. 6. — С. 303 – 309.
3. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX–CONSYST–BNAВ–90 : Препринт ФЭИ-2655. — Обнинск, 1997.
4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАВ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 1996. — Вып. 1. — С. 59.
5. Блыскавка А.А., Семенов М.Ю., Серегин А.С. и др. Избранные труды ФЭИ. 2009 // Сборник научных трудов ФЭИ. — Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 2011. — С. 86 – 93.

*Д. А. Клинов, М. Ю. Семенов, Г. М. Михайлов,
В. В. Изотов, А. А. Перегудов, В. А. Мишин*

Переход реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом

Задержка с созданием предприятий по изготовлению МОКС-топлива для БН-800 привела к необходимости пуска реактора с комбинированной загрузкой активной зоны — урановым и МОКС-топливом. Такая активная зона получила название «гибридной» [1].

Первый выход реактора БН-800 на минимально контролируемый уровень мощности (МКУ) со стартовой активной зоной состоялся 26 июня 2014 г.

В период работы реактора с 1 по 8-ю микрокампанию использовалась гибридная активная зона. Данная активная зона, сформированная в основном из ТВС с урановым топливом и частично из ТВС с МОКС-топливом, была разработана для обеспечения пуска реактора и начального этапа его эксплуатации до налаживания промышленного производства МОКС-топлива. Компонировка гибридной активной зоны была непостоянна: изменяется соотношение ТВС с урановым топливом и МОКС-топливом, а также количество ТВС ЗСО и ЗБО. Кроме того, в связи с использованием в начальный период эксплуатации реактора особой схемы перегрузок ТВС (направленной на организацию перехода к режиму равномерно-частичных перегрузок) среднее выгорание топлива в активной зоне (средний изотопный состав) меняется от микрокампании к микрокампании.

В 2021 году, начиная с девятой микрокампании, начался перевод активной зоны реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом. В девятой и десятой микрокампаниях реактор эксплуатируется с переходной активной зоной. В этот период осуществляется переход к полной загрузке МОКС-топливом посредством последовательной замены отработавших свой назначенный ресурс ТВС с урановым топливом. При

этом доля ТВС с МОКС-топливом в составе топливной загрузки девятой микрокампании составляет 34 %, а в топливной загрузке десятой микрокампании — 61 %. Осенью 2022 года начинается эксплуатация активной зоны с полной загрузкой МОКС-топливом. Доля плутониевых ТВС в 11 МК составляет 93 %.

Стоит отметить несколько важных факторов:

- полная загрузка активной зоны реактора БН-800 МОКС-топливом является первым опытом масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах;

- во время физического пуска реактора БН-800 было обнаружено существенное отличие расчетных и экспериментальных значений в эффективности органов СУЗ — порядка (15 – 20) % [2].

С целью подтверждения адекватности расчетного прогнозирования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 и выполнения всех правил и норм ядерной безопасности, были запланированы и выполнены следующие научно-исследовательские работы:

- 1) Экспериментально-расчетные исследования нейтронно-физических характеристик на серии критических сборок БФС.

- 2) Сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений нейтронно-физических характеристик кодов, используемых для сопровождения реактора БН-800:

- организации главного конструктора JAR-FR [3];

- эксплуатирующей организации ГЕФЕСТ800 [4];

- организации научного руководителя: TRIGEX [5], BNcode, ММКК [6] и ММКС [7].

Описание активной зоны БН-800

В период эксплуатации активной зоны БН-800 [2] ее состав менялся. После первой микрокампании постоянные компенсаторы реактивности (ПКР) были заменены на ТВС ЗМО. В зависимости от объема поставок ТВС с МОКС-топливом менялось их количество в активной зоне (табл. 1).

Таблица 1. Доля ТВС с МОКС-топливом в активной зоне реактора БН-800 с 1 по 11 МК

Номер микрокампании	Доля ТВС МОКС, %
1МК – 8МК	10 ~ 20
8 МК	5
9 МК	34
10 МК	61
11 МК	93

Описание расчетных методов

В настоящее время в России сложилась устойчивая система нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, включающая программные комплексы JARFR, ГЕФЕСТ800, TRIGEX и константное обеспечение CONSYST [8] с БНАБ-93 [9]. Следует отметить методическую близость базовых алгоритмов программ JARFR, ГЕФЕСТ800 и TRIGEX, вычисляющих трехмерное распределение потоков нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении в традиционной для быстрых реакторов гексагональной геометрии. Возможно решение квазикритической задачи, задачи с внешним источником, а также сопряженной задачи.

Исследования параметра критичности по результатам эксплуатации РУ БН-800. Несколько лет назад проводилась большая работа, направленная на изучение методических различий, реализованных в инженерных кодах (TRIGEX, ГЕФЕСТ и JARFR), на примере тестовой модели реактора БН-600. Была также проделана и верифицирована работа по привязке перечисленных кодов к программе подготовке констант CONSYST и библиотеке групповых констант БНАБ-93.01а. Было показано, что все коды рассчитывают критичность с максимальным разбросом $\pm 0,1\%$. В связи с этим в данном разделе мы не будем сравнивать значения критичности по всем инженерным программам, а ограничимся рассмотрением результатов, полученных по программе JARFR.

На рисунке 1 представлены результаты величины критичности с 1 по 11 МК, рассчитанные по программам JARFR и ММКК с использованием как в том, так и в другом случае системы констант БНАБ-93. Состояние активной зоны соответствует перегрузочному (температура 513 К). Статистическая погрешность в расчете по программе ММКК составила $3 \cdot 10^{-5}$.

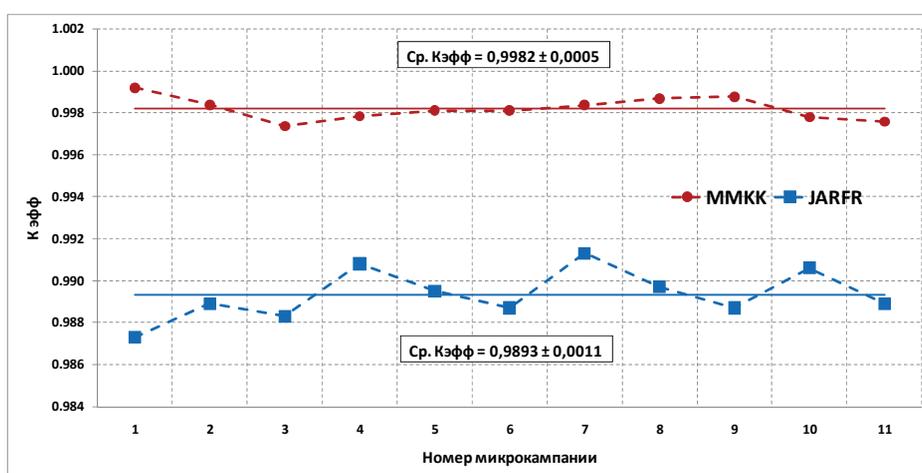


Рис. 1. Результаты расчета критичности по программам JARFR и ММКК

Анализируя результаты критичности, полученные по кодам JARFR и ММКК, можно сделать следующие выводы:

- 1) наблюдается стабильность системы групповых констант БНАБ-93 при переходе активной зоны на полную загрузку МОКС-топливом;
- 2) темп потери реактивности за МК рассчитывается не хуже $0,1\% \Delta k/k$;
- 3) расчет критических состояний (как по JARFR, так и по ММКК) реактора предсказывается с хорошей точностью — максимальный разброс не превышает $\pm 0,1\%$;
- 4) наблюдается закономерное смещение расчетов по диффузионному коду от расчета по коду метода Монте-Карло, которое составило $-0,8\%$.

Однако учитывая первый опыт масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах, а также предстоящий переход активной зоны на загрузку высокофоновым плутонием, требуется использовать максимально точные методы расчетного моделирования (как константного, так и моделирование геометрии) при прогнозах будущих микрокампаний активной зоны.

Поэтому были проведены дополнительные расчеты критических состояний активной зоны по прецизионной версии программы ММКС с использованием файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД2010 (RF10) [10] и ее более новой версии

РОСФОНД_CIELO (RF_CE) [11]. Статистическая погрешность в расчетах составила $8 \cdot 10^{-5}$.

Среднее значение расчета величины критичности при моделировании активной зоны с урановым топливом (с 1 по 8 МК) составляет $1,0010 \pm 0,0004$, как с использованием файлов оцененных нейронных данных RF10, так и RF_CE. Поэтому на рисунке 2 представлены результаты для тех микрокампаний, в которых осуществлялся переход на МОКС-топливо.

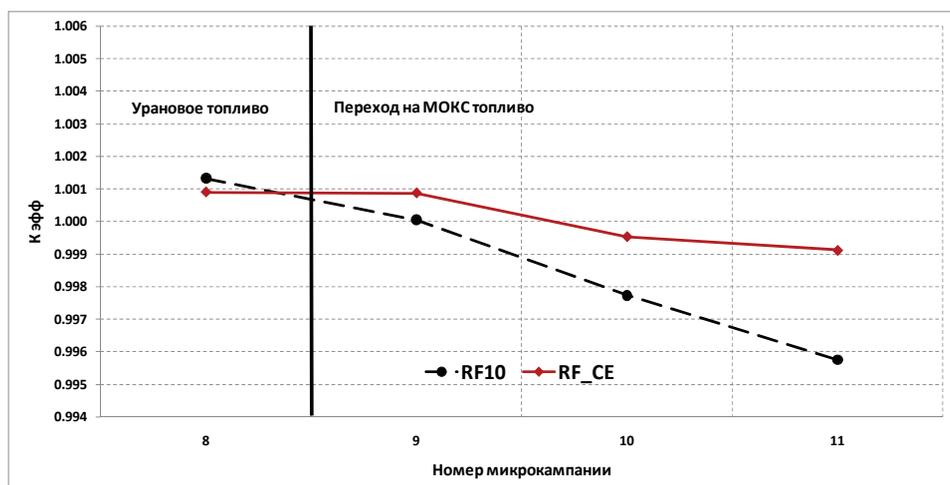


Рис. 2. Результаты расчета критичности по программе ММКС

Анализируя результаты, представленные на рисунке 2, можно сделать следующие выводы:

1) Использование более точных методов моделирования позволяет увеличить расчетное значение критичности на $\sim 0,3\%$, что в свою очередь снижает расчетно-экспериментальное расхождение до $\pm 0,1\%$;

2) При переходе на МОКС-топливо начинает наблюдаться тренд к уменьшению величины критичности при использовании RF10. Данный тренд зависит от количества загружаемого МОКС-топлива. Однако использование более современной версии RF_CE позволяет удерживать значение величины критичности на уровне $1,000 \pm 0,001$.

Заключение

За время эксплуатации реактора БН-800 с 1-й по 11-ю микрокампанию накоплен большой объем экспериментальных данных по критическим состояниям, эффективности РО СУЗ и другим нейтронно-физическим характеристикам.

Выполнена работа по сопоставлению экспериментальных данных с результатами расчета по всем привлеченным кодам, включая метод Монте-Карло. Результирующие оценки приводятся ниже.

Критический параметр для «холодного» состояния усредненный по 11 МК:

– для программы JARFR (БНАБ–93): $0,9893 \pm 0,0011$;

– для программы ММКК (БНАБ–93): $0,9982 \pm 0,0005$.

Таким образом, полная поправка (кинетическая, групповая, гетерогенная) к диффузионному коду составляет $0,9\%$, что соответствует значению, используемому в проекте.

Использование более точных методов моделирования и современных отечественных нейтронных данных позволяет увеличить расчетное значение критичности на $\sim 0,3\%$, что в свою очередь снижает расчетно-экспериментальное расхождение до $\pm 0,1\%$.

Проделанная работа демонстрирует высокое качество результатов расчетов по программным комплексам JARFR, ГЕФЕСТ800 и BNcode. Полученные экспериментально-расчетные расхождения соответствуют современным требованиям к программному обеспечению подобных расчетов.

Учитывая первый опыт масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах, стоит отметить необходимость в продолжении работы по расчетному анализу результатов измерений нейтронно-физических характеристик реактора БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом. Это связано не только с проявлением тенденции к снижению критического параметра, зависящем от увеличения доли ТВС с МОКС-топливом в активной зоне, но и с изменением качества загружаемого МОКС-топлива.

Литература

1. Разработка гибридной активной зоны БН-800 и активной зоны БН-1200 / Научно-техническая деятельность ГНЦ РФ-ФЭИ. Краткие итоги 2010 года : Бюллетень ФЭИ. — Обнинск, 2012.
2. *Kamaev A.A., Klinov D.A., Mikhailov G.M. et al.* Calculation and experimental analysis of the BN-800 reactor core neutronic parameters at the stage of reaching first criticality followed by rated power testing. IAEA-CN245-462, 2017, pp.1 – 9.
3. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов // ВАНТ, серия «Физика и техника ядерных реакторов». — 1983. — Вып. 8(37). — С. 41 – 43.
4. Асатрян Д.С., Белов А.А., Перегудов А.А. и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме // Атомная энергия. — 2015. — Том 118. — Вып. 6. — С. 303 – 309.
5. *Серегин А.С., Кислицына Т.С.* Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-BNAB-90 : Препринт ФЭИ-2655. — Обнинск, 1997.
6. *Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении : Препринт ФЭИ-2887. — Обнинск, 2001.
7. *Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф.* Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона // Доклады семинара НЕЙТРОНИКА-2012. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.
8. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения : Препринт ФЭИ-2828. — Обнинск, 2000.
9. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. — 1996. — Вып. 1. — С. 59.
10. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г.* РОСФОНД — российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1 – 2.
11. *Chadwick M.B. et al.* CIELO Collaboration Summary Results: International valuations of Neutron Reactions on Uranium, Plutonium, Iron, Oxygen and Hydrogen // Nuclear Data Sheets, 148, 2018. — Pp. 189 – 213.

*Д. А. Клинов, М. Ю. Семенов, Г. М. Михайлов,
А. А. Перегудов, В. А. Мишин*

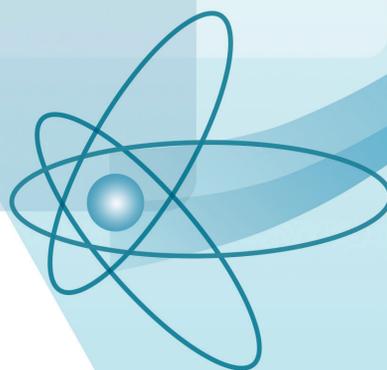
СОПРОВОЖДЕНИЕ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

РАЗДЕЛ

12



2022



СОПРОВОЖДЕНИЕ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

Разработка дополнительной документации по обоснованию ядерной и радиационной безопасности. Анализ температурных режимов при увеличении количества ОЯТ в БВ-1, 2 Билибинской АЭС

При эксплуатации энергоблоков № 2 – 4 Билибинской АЭС до конца 2025 года возможно возникновение дефицита свободных мест в приреакторных бассейнах выдержки, который не позволит обеспечить полную выгрузку ОТВС из активных зон энергоблоков № 2 – 4 в любой момент эксплуатации вплоть до их окончательного останова.

Были разработаны меры по увеличению количества мест хранения ОТВС с использованием осушенных БВ-1, 2, заполненным водой БВ-3 и графитовой кладки реактора блока № 1, остановленного для вывода из эксплуатации. С декабря 2021 года по январь 2022 года из БВ-1, 2 перемещены в графитовую кладку РУ блока № 1 находившиеся там каналы СУЗ, а на их место перемещены ОТВС из БВ-3, что позволило освободить значительное количество мест для ОТВС и обеспечить наличие свободного места в БВ до конца 2023 года. В результате выполненных работ БВ-1, 2 заполнены до установленных норм хранения ОТВС.

Целью данной работы является проведение анализа безопасной эксплуатации осушенных БВ-1, 2 БиАЭС в условиях увеличенной нормы хранения ОЯТ.

С использованием [1], [2] были выполнены расчетные исследования в обоснование ядерной безопасности увеличения проектной емкости осушенных БВ-1, 2 Билибинской АЭС. Было показано, что:

1) Максимальное значение эффективного коэффициента размножения для нормальных условий работы (прямоугольной решетки хранения) для БВ-1 не превысит 0,5344, для БВ-2 — 0,5436. Таким образом, в рабочем состоянии в условиях нормальной эксплуатации системы глубоко подкритичны и ядерная безопасность БВ-1, 2 полностью обеспечивается.

2) Максимальное значение эффективного коэффициента размножения в условиях запроектных аварий в БВ-1 не превысит 0,86, для БВ-2 — 0,87. Для рассмотренных аварийных ситуаций ядерная безопасность БВ-1, 2 надежно обеспечивается.

С использованием [3] и [4] были рассчитаны источники излучения и активности радионуклидов ОЯТ и их выбросе при запроектной аварии (ЗПА). Проведен расчетный анализ, получена консервативная оценка радиационной обстановки и возможных дозозатрат персонала, находящегося в ЦЗ Билибинской АЭС, в случае ЗПА с падением тяжелого перегрузочного оборудования на защитное перекрытие осушенных БВ-1, 2, с разрушением этого перекрытия и повреждением части хранящихся ОТВС. Показана необходимость выполнения следующих оперативных действий по защите персонала, работающего в Главном корпусе и на площадке Билибинской АЭС:

1. Использование при выполнении радиационной разведки и действий по ликвидации последствий аварии СИЗ кожи, глаз и органов дыхания.

2. Ограничение времени работы персонала группы А, участвующего в ликвидации последствий ЗПА, таким образом, чтобы эффективные дозы облучения не превысили установленные в НРБ-99/2009 квоты 200 мЗв/год для облучения участников ликвидации аварии.

3. Ограничение времени работы персонала группы А, не участвующего в ликвидации последствий ЗПА таким образом, чтобы эффективные дозы облучения не превысили установленные в НРБ-99/2009 ПД для условий нормальной работы.

4. Ограничение доступа на территорию, прилегающую к ГК БиАЭС, по результатам радиационной разведки.

5. Размещение дополнительной радиационной защиты на путях перемещения персонала по территории АЭС (вблизи ГК) для обеспечения допустимой величины МЭД (в соответствии с НРБ-99/2009) 1,5 мкЗв/ч.

6. Выполнение (по результатам радиационной разведки) зонирования и ограничения времени пребывания персонала группы Б на территории АЭС.

Выполненный расчетный анализ (с использованием [5], [6] в соответствии с [7]) радиационных последствий ЗПА на местности показал отсутствие необходимости введения защитных мер в отношении населения.

Показано, что загрузка дополнительных ОТВС в осушенные БВ-1, 2 из БВ-3 для достижения проектной вместимости (с ограничением по выгоранию и выдержкой более 10 лет) приведет к повышению температуры воздуха в них. При этом наибольшая ожидаемая температура воздуха (оцененная с использованием [8], [9]) не превысит 76 °С, что удовлетворяет условиям эксплуатации осушенных БВ.

Для осушенных БВ с верхним расположением заборных отверстий вытяжной вентиляции важно обеспечить наличие свободных коридоров вдоль «холодных» стен бассейнов в целях возможности поступления «холодного» воздуха из ЦЗ в придонную часть бассейнов. Эта мера обеспечивает условия естественной циркуляции воздуха в БВ.

При верхнем расположении заборных отверстий вытяжной вентиляции БВ и снижении уровня температуры воздуха в сухих БВ в условиях прекращения энерговыработки энергоблоками с одновременной остановкой теплоснабжения возможно образование конденсата в придонной части бассейнов. В настоящее время в ЦЗ поддерживается температура воздуха +25 °С с относительной влажностью летом 25% (максимальная). Данным условиям соответствует значение точки «росы» +3 °С. Для предотвращения образования конденсата на дне БВ-1,2 целесообразен перенос заборных отверстий вытяжной (принудительной и постоянной) вентиляции в придонную часть бассейнов. Данное решение позволяет повысить температуру воздуха в придонной части БВ на 5 – 7 °С и тем самым исключить образование конденсата.

Литература

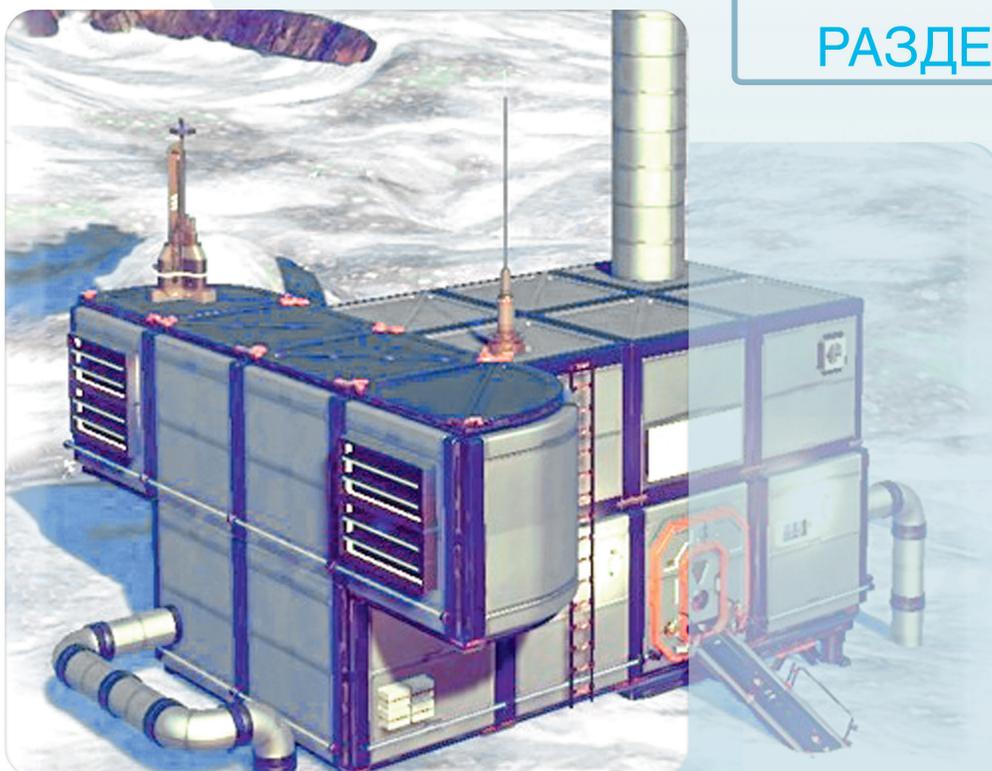
1. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4B. LA-12625-M, 1997.
2. Wims, WIMSD A Neutronic Code for Standard Lattice Physics Analyses, Distributed by the NEA Databank, NEA 1507/02.
3. Жердев Г.М., Суворов А.П. Программа «Ядерный Калькулятор ЭГП-6» для инженерных расчетов радиационных характеристик ОТВС Билибинской АЭС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2020. — № 3. — С. 72 – 79.
4. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Ядерный калькулятор ЭГП-6 2.0» № 511 от 30.01.2021.

5. *Мухамадеев Р.И., Черкасов М.В., Баранаев Ю.Д., Суворов А.П.* Программный комплекс ВЫБРОС-3.1 для оценки последствий радиоактивных выбросов в атмосферу // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. — 2017. — Вып. 5. — С. 60 – 78.
6. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ ВЫБРОС-3.1. Ростехнадзор, № 395 от 16 июля 2016.
7. Методика определения размеров зон планирования защитных мероприятий в случае аварии на атомной станции. МТ 1.2.5.05.0110-2012.
8. RELAP5/mod3. Code manual, EG&G, Idaho, June 1990.
9. Аттестационный паспорт программы RELAP5/mod.3.2 применительно к расчетам для реактора ЭГП-6, № 317 от 09.10.2012.

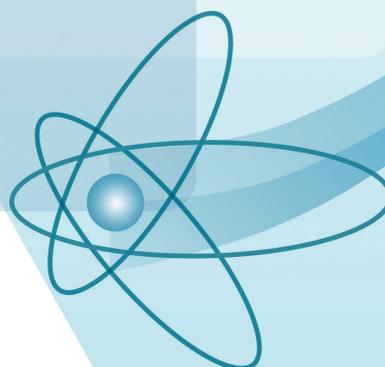
*Ю. В. Матвеев, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев,
В. В. Сергеев, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев*

РАЗДЕЛ

13



2022



АТОМНЫЕ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Концепция АЭС малой мощности с быстрым реактором, охлаждаемым ТЖМТ свинец-висмут, и газотурбинным преобразователем энергии («Арктика-СВГТ-1») для использования в условиях Арктики

Цель и постановка задачи

Направление исследования — разработка комплекса технических решений для длительного автономного энергоснабжения потребителей в отдаленных и труднодоступных регионах, включая арктические, островные и маловодные.

Известно, что свыше 80 % площади России относится к зоне децентрализованного энергоснабжения, где электрогенерация осуществляется либо за счет добываемых непосредственно на месте энергоресурсов, либо за счет поставки топлива по государственным программам.

В 1960 – 70 гг. были предприняты попытки энергообеспечения отдаленных и труднодоступных регионов с помощью атомных реакторов. Примером служит Билибинская АЭС, созданная под научным руководством АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Однако комплекс технических решений, заложенных в реакторные установки Билибинской АЭС, привел к тому, что эксплуатационный персонал станции и члены их семей стали составлять значительную долю населения поселка Билибино, т. е. станция в значительной мере стала работать на нужды обеспечения работоспособности станции. Современные разработки плавучих установок с реакторами КЛТ-40С (ПЭБ «Академик Ломоносов») и РИТМ-200, подобно Билибинской АЭС, отличаются значительной численностью персонала и установленной мощностью в десятки мегаватт, что для многих потребителей совершенно избыточно.

Другой подход был предложен более 50 лет назад при разработке атомных энергоустановок ТЭС-3 и «Ангстрем» — предельно малолюдная технологическая схема. Но уровень технических решений данных разработок не соответствует современным критериям ядерной и радиационной безопасности.



Рис. 1. Билибинская АЭС



Рис. 2. ТЭС-3

Для надежного энергоснабжения вновь возводимых объектов в Арктике необходимо либо создавать инфраструктуру обеспечения органическим топливом, либо в сжатые сроки разработать и внедрить атомные энергоисточники, способные длительно работать в автономном режиме. В качестве комплекса технических решений, обеспечивающего безлюдную оперативную эксплуатацию, малолюдные пусковые и ремонтные процедуры, специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был выбран атомный реактор с естественной (безнасосной) циркуляцией свинцово-висмутового теплоносителя (СВТ) в первом контуре и газотурбинным преобразователем открытого цикла — во втором. Выбранное решение базируется на стыке опыта разработки и эксплуатации корабельных АППУ БМ-40А и ОК-550 с учетом предложений по их совершенствованию и опыта применения газотурбинных установок открытого цикла в авиационной и военной технике. Данное сочетание позволяет привозить и вывозить ядерно и радиационно опасные материалы в герметичном корпусе первого контура, зафиксированными в замороженном теплоносителе. В результате энергоблок СВГТ-1 «Арктика» поставляется с запасом топлива на весь срок службы (15–20 лет), и с ним же вывозится по окончании эксплуатации. На месте размещения энергоблока не остается временных складов или долгосрочных пунктов хранения радиоактивных материалов. Эксплуатационная температура СВТ позволяет использовать в качестве энергопреобразователя газотурбинную установку, что упрощает технологическую схему (вплоть до полностью безлюдной эксплуатации) и позволяет размещать энергоблок СВГТ-1 в маловодных районах и районах с экстремальными холодами.

Кроме того, для арктических условий очень важным для обеспечения безопасности является сохранение целостности технологических контуров ядерной энергетической установки (ЯЭУ) в условиях снижения температуры ниже нуля градусов. Это также может быть обеспечено в случае применения в первом контуре реакторной установки (РУ) свинцово-висмутового теплоносителя, имеющего нулевое изменение объема при плавлении/затвердевании, а в качестве теплоносителя второго контура и рабочего тела газотурбинного преобразователя энергии — атмосферного воздуха. Это важно также при отсутствии воды для охлаждения конденсатора турбины в случае использования пароводяного цикла. При этом отсутствуют требования к специальной инфраструктуре на всех этапах жизненного цикла (включая прямую и обратную транспортировку реакторного моноблока вместе с топливом и теплоносителем) по поддержанию плюсовой температуры для исключения нарушения герметичности оборудования и выхода радиоактивности при «замораживании / размораживании».

Отсутствие избыточного давления в реакторе и выделения водорода, в сочетании с упомянутым выше свойством СВТ, исключает аварии с выбросом радиоактивности и необходимости эвакуации населения, что позволяет размещать атомную станцию малой мощности (АСММ) в непосредственной близости от населенного пункта и использовать ее также и для теплоснабжения. Исключение теплоотводной аварии, при которой возможно повреждение активной зоны, обеспечивается всережимной естественной циркуляцией (ЕЦ) теплоносителя (насосы отсутствуют) в первом контуре и постоянным отводом тепла через корпус реактора к атмосферному воздуху при его ЕЦ, что обеспечивает полностью пассивное расхолаживание реактора в случае нарушения нормальных условий эксплуатации при небольшой потере мощности в условиях нормальной эксплуатации. Реакторный моноблок с загруженным топливом и «замороженным» теплоносителем может безопасно транспортироваться в готовом виде на площадку АСММ и вывозиться на завод после окончания кампании для перегрузки топлива.

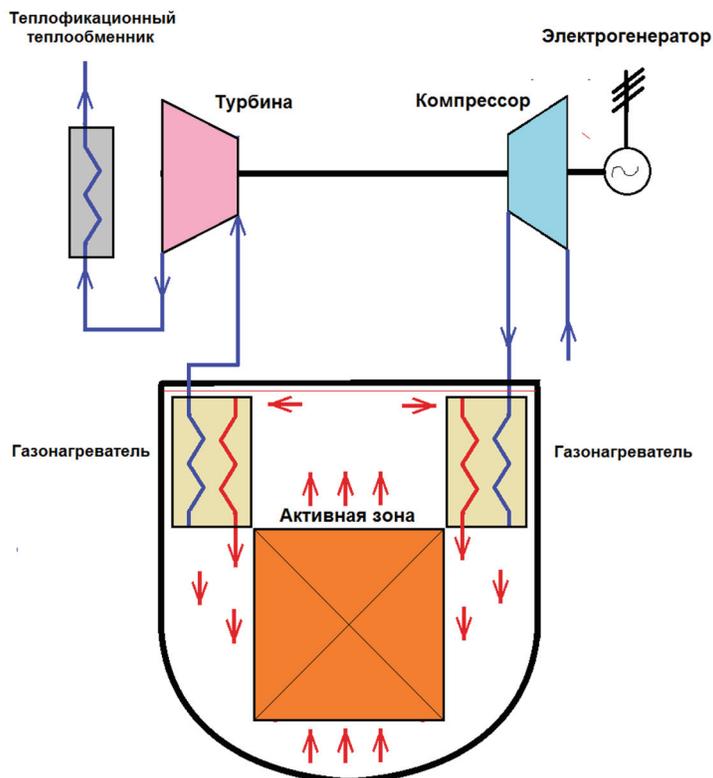


Схема энергоблока СВГТ-1 «Арктика»

Основные положения концепции АСММ «АРКТИКА-СВГТ-1»

- Предложение опирается на опыт эксплуатации РУ с теплоносителем свинец-висмут на АПЛ, опыт разработки технического проекта РУ СВБР-100 и опыт разработки и эксплуатации авиационных и судовых газотурбинных двигателей открытого цикла.
- Требования к АСММ вытекают из условий региона размещения предлагаемой АЭС.
- АСММ предназначены для размещения в арктических регионах России, где отсутствует промышленная инфраструктура, с температурами окружающего воздуха до $-70\text{ }^{\circ}\text{C}$, отсутствием воды для охлаждения оборудования, т. е. должны использовать в качестве конечного поглотителя тепла атмосферный воздух. Кроме выработки электроэнергии должна быть предусмотрена выработка тепловой энергии для отопления промышленных и бытовых объектов. Электрическая мощность АЭС составляет $1...1,5\text{ МВт(э)}$, отпуск тепловой энергии составляет $3...5\text{ Гкал/ч}$.
- АСММ должна быть максимально простой по схеме и составу оборудования, иметь минимальное количество систем безопасности, что возможно при высоком уровне внутренней самозащищенности РУ, работать в автоматическом режиме без постоянного обслуживания. Должны быть обеспечены продолжительность кампании без перегрузки топлива на месте не менее 15 – 20 лет, транспортировка реактора с загруженным топливом и теплоносителем на площадку размещения, передислокация на другую площадку и вывоз его по окончании срока службы на завод-поставщик вместе с обработавшим топливом.

- В арктических условиях недостаток СВТ — сравнительно высокая температура затвердевания (~125 °С) — из недостатка (по сравнению с водой), в сочетании с отсутствием изменения объема при затвердевании/плавлении превращается в важное достоинство, которое может стать определяющим: возможна безопасная транспортировка реакторного блока вместе со свежим и отработавшим топливом (ОЯТ) в «замороженном» теплоносителе. После доставки реакторного блока на место, с помощью встроенной системы электрообогрева небольшой мощности либо за счет работы реактора на небольшой мощности по определенному регламенту производится безопасное для прочности оборудования «размораживание» теплоносителя.
- Первый контур и твэлы при этом сохраняют свою герметичность, что подтверждено опытом «размораживания» на стендах и РУ АПЛ. Это также важно при аварийной остановке реактора и отсутствии возможности поддержания плюсовой температуры первого контура.
- Использование воздуха в качестве рабочего тела газовой турбины также исключает повреждение АЭС при длительной плановой или аварийной остановке, что обеспечивает возможность многократного повторного ввода в работу из холодного состояния при глубоких минусовых температурах.
- Использование химически инертного тяжелого жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ) с очень высокой температурой плавления — эвтектического сплава свинец — висмут (1670 °С) — исключает выделение водорода в условиях самых тяжелых аварий, повышение давления в первом контуре над свободным уровнем теплоносителя выше атмосферного давления, аварию с потерей теплоносителя и радиоактивные выбросы высокого давления. Это придает реакторной установке свойства внутренней самозащитности и позволяет исключить соответствующие системы безопасности, требующиеся в РУ других типов. Эти качества особенно важны при использовании АСММ и для теплоснабжения при размещении потребителей тепла на близком расстоянии от АСММ в связи с короткой протяженностью теплотрасс для исключения значительных потерь тепла в условиях Арктики.

Ожидаемые потребительские свойства энергоблока СВГТ-1 «Арктика»

Параметр	Значение
Электрическая мощность, МВт	1...1,5
Тепловая мощность, МВт	6...9
Энергоресурс активной зоны, эф. лет	15-20
Срок службы активной зоны с учетом КИУМ, лет	35...40
Численность постоянного обслуживающего персонала, чел.	0
Периодичность проведения планово-предупредительных работ на установке, лет, не менее	2
Максимальная масса неделимого поставочного блока оборудования, т	55
Тип конструктивного исполнения реактора	моноблок
Вид теплоносителя первого контура	Pb-Bi
Диапазон рабочих температур теплоносителя, °С	430...530
Способ циркуляции теплоносителя	естественная конвекция
Тип конструктивного исполнения газотурбинной установки	одновальная диагональная

Параметр	Значение
Рабочий диапазон температур воздуха, °С	280...480
Рабочий диапазон давлений воздуха, бар	3...6
Тип выдаваемой электрической энергии	переменный ток
Рабочая частота, Гц	50

Литература

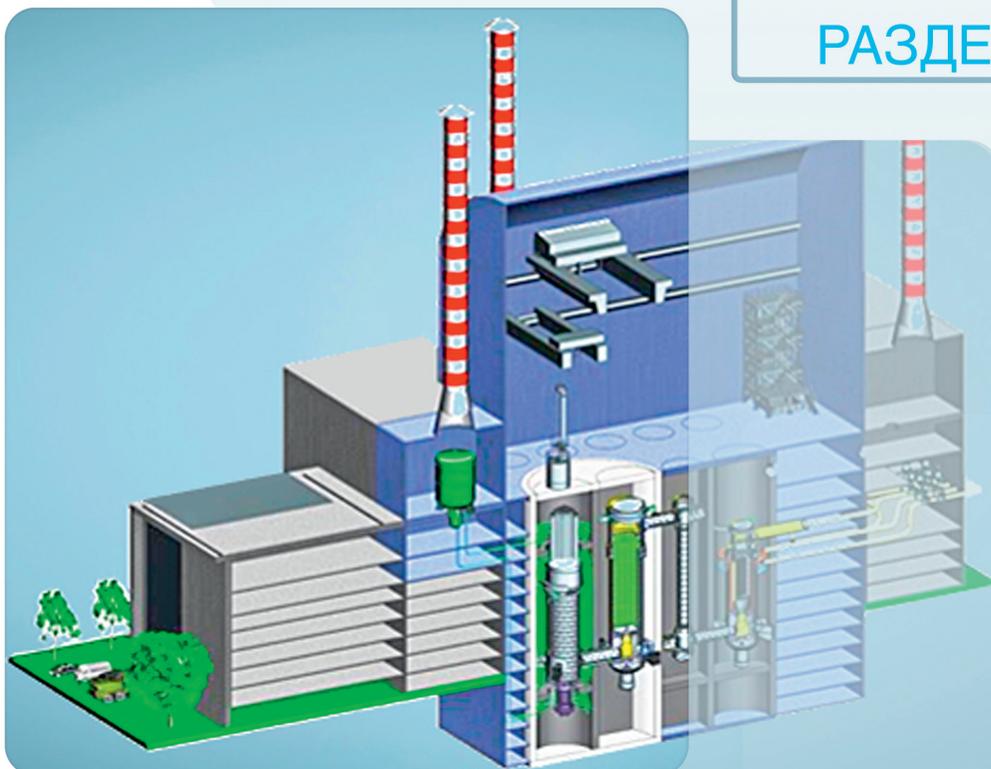
1. Технологические и экономические аспекты проектов атомных станций малой мощности (АСММ). Аналитический отчет / И.Б. Журавлев, А.П. Крупнова, П.Б. Птицын — М.: ЦАИР, ЧУ «Наука и инновации», 2020.
2. Ганин М. Е., Головки В. Ф., Кодочигов Н. Г., Кузнецов Л. Е., Петрунин В. В. Транспортабельные ЯЭУ с открытым и замкнутым газотурбинным циклом // Атомная энергия. — 2018. Т. 124. Вып. 5.

*В. М. Троянов, Г. И. Тошинский, А. Г. Вербицкий,
Ю. В. Ошейко, И. В. Тормышев*

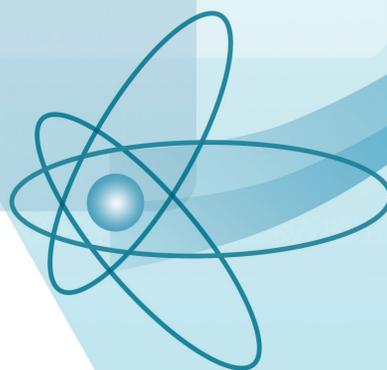
СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ДЯЭ, АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

РАЗДЕЛ

14



2022



СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ДЯЭ, АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Анализ развития атомно-водородной энергетики

Выполнен предварительный анализ возможного облика атомно-водородной энергетики, состоящего из объектов производства водорода, его хранения и транспорта, а также потенциальных потребителей. Показаны результаты оценки основных энергетических балансов рассмотренных систем водородной энергетики и их технико-экономические показатели. Рассмотрение велось с учетом обеспечения конкретных натуральных показателей, предусмотренных в «Концепции развития водородной энергетики в Российской Федерации», утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации от 5 августа 2021 г. Результаты работы будут использованы в дальнейшем при многокритериальном системном анализе путей развития атомно-водородной энергетики России.

При рассмотрении путей развития атомно-водородной энергетики в части производства водорода основное внимание было уделено реактору ВТГР тепловой мощностью 200 МВт как предполагаемому на данной стадии исследований основному источнику высокопотенциального тепла для производства водорода методом паровой конверсии метана (рис. 1).

Показано, что естественным ограничителем для наработки водорода с использованием реактора ВТГР служат прежде всего российские ресурсы природного урана. При условии выполнения намеченного в «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. и перспективы на период до 2100 года» ориентира в 70–90 ГВт установленных мощностей к 2100 г, российские запасы природного урана способны обеспечить наработку не более 2–5 млн т водорода в год к 2050 г. Это соответствует 4–10% от намечаемого максимума в упомянутой Концепции.

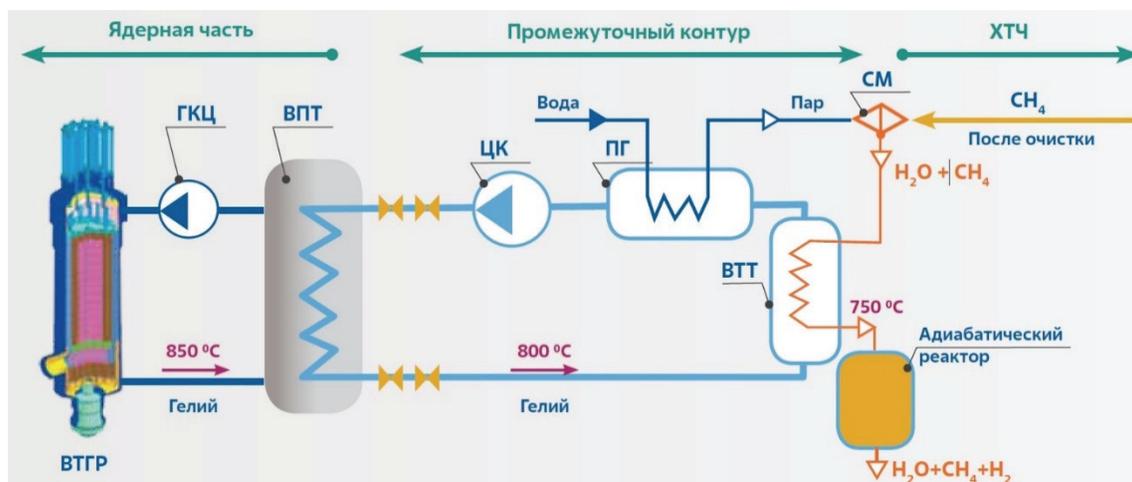


Рис. 1. Принципиальная схема АЭТС с реактором ВТГР и ХТЧ

В работе предлагается ряд мероприятий для преодоления ресурсного барьера, в частности возможности экономии природного урана за счет использования плутония в быстрых и тепловых реакторах, в том числе реакторах типа ВТГР, в рамках единого замкнутого топливного цикла двухкомпонентной ЯЭС с расширенным воспроизводством плутония в быстрых реакторах.

Другой освоенной в промышленном масштабе технологией производства водорода является электролиз воды, для которого требуется источник дешевого электричества и воды. Анализ доступной информации показал, что удельные энергозатраты на производство водорода методом электролиза существенно, в 3–5 раз, больше, чем затраты при использовании метода паровой конверсии метана. Например, в случае использования в качестве источника электроэнергии АЭС с тепловым реактором типа ВВЭР-1200 с годовым потреблением природного урана около 160 т, его удельный годовой расход в расчете на 1 тыс. т произведенного водорода составит от 0,65 до 1,3 т в зависимости от типа электролизера. Эти величины существенно превосходят удельные затраты при производстве водорода методом паровой конверсии с использованием реактора ВТГР — 0,19 т U/тыс. т H₂. При использовании в качестве энергоисточника быстрого реактора на смешанном уран-плутониевом топливе расход природного урана равен нулю.

Переход на производство 50 млн т водорода в год, как намечается в Концепции, методом электролиза, при котором углеродный след в производстве водорода определяется только способом производства электроэнергии, потребует установленной мощности около 230 ГВт. Отметим, что установленная мощность электростанций России на конец 2021 г. составила ~250 ГВт. Ясно, что обеспечить требуемое количество электроэнергии за счет только «зеленой» (ГЭС, СЭС, ВЭС и пр.) генерации к 2050 г. невозможно. Неизбежно при этом использование электростанций на органическом топливе с соответствующим углеродным следом.

Энергоэффективность процесса электролиза составляет только около 30 % от энергии, запасенной в ископаемом топливе (КПД ТЭС или АЭС ~40 %, КПД электролизера ~70 %). Электролиз может считаться эффективным при использовании возобновляемого источника энергии, т. е. когда запас первичной энергии можно считать бесконечным. В этом смысле в качестве такого источника подходят быстрые реакторы на уран-плутониевом топливе с хорошим коэффициентом воспроизводства по плутонию.

Учитывая все вышесказанное, можно заключить, что задача-максимум по обеспечению производства водорода в объеме 50 млн т в год может быть выполнена только в результате совместных усилий атомного и нефтегазового промышленных комплексов Российской Федерации при эффективной государственной поддержке.

Важной сферой использования водорода, которая в настоящее время практически отсутствует и о которой сейчас говорят как о важнейшей для применения водорода, является транспорт. В настоящее время доля автотранспорта в выбросах парниковых газов в среднем составляет около 16 %, при этом в крупнейших мегаполисах существенно больше. Большая их часть ~12 % приходится на автотранспорт с двигателями внутреннего сгорания (ДВС). Вклад других видов транспорта существенно меньше. Считается, что сокращение выбросов на транспорте играет важную роль в борьбе с изменением климата. Перевод автотранспорта на водород возможен при использовании ДВС после его необходимой модификации под водородное топливо или при использовании топливных элементов и электромоторов.

Однако развитие транспорта на водороде сопряжено с конкуренцией с электротранспортом, использующим накопители электрической энергии (например,

литий-ионные аккумуляторы). Резкое снижение их веса и цены при одновременном росте их энергоемкости и развитии инфраструктуры зарядных станций не позволяют однозначно прогнозировать будущее водородных энергетических установок для транспорта. Возможно нишевое применение всех указанных способов энергетического обеспечения транспортных средств. Для примера на рисунке 2 представлен первый водоробус от КАМАЗа. Экологичный транспорт привезли в Москву на выставку «Комтранс-2021».



Рис. 2. Автобус на водороде (КАМАЗ), выставка «Комтранс-2021», Москва

Ограничения возможных темпов развития атомно-водородной энергетики, отмеченные выше, не являются фатальными и могут быть преодолены при соответствующей организации замкнутого топливного цикла ядерной энергетики, а также обоснованном выборе перспективных технологий получения и использования водорода.

Ограничения и пути их преодоления будут использоваться при выполнении многокритериального анализа (МКА) альтернативных путей развития атомно-водородной энергетики. Подход МКА позволит выявить специфические соображения, касающиеся выбора основных областей оценки и формулирования набора ключевых индикаторов (КИ) для сравнительной оценки альтернатив атомно-водородной энергетики. В работе сформированы предварительные наборы критериев и альтернатив для анализа эффективностей технологий и установок производства, хранения и транспортировки водорода.

Вместе с тем из полученных уже результатов следует, что для преодоления видимых даже из сегодняшнего дня ограничений и масштабного и полноценного развертывания атомно-водородной энергетики требуется выполнение еще значительного объема НИР и НИОКР как в области фундаментальной науки, так и в области конкретных прикладных решений.

В. М. Декусар, В. В. Коробейников, А. Ф. Егоров

К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России

Перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС [1] с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со Стратегией развития АЭ России [2] (далее Стратегия), является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия. В настоящее время объективные технологические неопределенности, неясность темпов экономического развития страны, а также различные подходы к стратегии замыкания ЯТЦ сохраняют возможности для вариативных сценариев достижения этой цели.

Так в [3] вводится целеполагание о замыкании топливного цикла внутри небольшой группы идентичных быстрых реакторов с использованием инфраструктуры промышленно-энергетического комплекса (ПЭК) в режиме топливного самообеспечения и многократного рециклирования облученного ядерного топлива с максимально коротким временем выдержки. Условия взаимодействия реакторов внутри одного ПЭКа при топливообеспечении в централизованном или пристанционном вариантах требуют специального рассмотрения.

В другом подходе [4] предлагается реализовать топливообеспечение быстрых реакторов с однократным использованием плутония из ОЯТ тепловых реакторов, а переработку ОЯТ быстрых реакторов отложить до момента решения проблемы ОЯТ тепловых реакторов, то есть, по сути, реализовать на начальном этапе «открытый» по плутонию топливный цикл. Существуют и другие предложения.

В этих условиях обоснованное планирование и реализация начального этапа замыкания ЯТЦ является наиболее сложным и ответственным моментом выбора стратегии замыкания ЯТЦ не только отдельного реактора, но и топливного цикла системы ядерной энергетики в целом.

Сделана оценка технико-экономического преимущества отложенной переработки ОЯТ быстрых реакторов по сравнению с вариантом немедленного рециклирования плутония из ОЯТ быстрых реакторов [4].

Модельный сценарий развития АЭ России

Выбор наиболее эффективного варианта начального этапа замыкания ЯТЦ проведен на основе технико-экономического анализа сценария ввода в эксплуатацию быстрых натриевых реакторов. Вариант ускоренного внедрения реакторов со свинцовым теплоносителем БР-1200 авторами не рассмотрен ввиду отсутствия у них информации о проектных характеристиках.

Исследование проводилось с использованием кода CYCLE — математического моделирования топливного цикла ЯЭС. Сценарий опирается на реакторные технологии ВВЭР и БН и технологии топливного цикла, продемонстрированные и проверенные в эксплуатации.

В соответствии с принятым сценарием, на рисунке 1 показана структура установленных мощностей ядерной энергетики России до 2100 года, которая весьма близка к базовому сценарию Стратегии [2].

В сценарии предполагается, что в 2035 г., в соответствии с Генеральной схемой, утвержденной распоряжением Правительства РФ от 25 ноября 2021 года № 3320-р, вводится в эксплуатацию головной энергоблок с реактором БН-1200М на МОКС-топливе

2022

со средним выгоранием выгружаемого топлива до ~13 %. Затем до 2055 года предполагается ввод малой серии (8 энергоблоков) быстрых коммерческих реакторов БН-1200М на МОКС-топливе с воспроизводящей прослойкой из обедненного урана.

Для обеспечения целевых значений, установленных в базовом варианте Стратегии [2], ввод тепловых реакторов типа ВВЭР на урановом топливе продолжается до 2070 г. После 2070 г. рост установленных мощностей обеспечивается вводом только энергоблоков БН-1200М. Реакторы ВВЭР-1200/ТОИ эксплуатируются до исчерпания их проектного ресурса к ~2130 году.

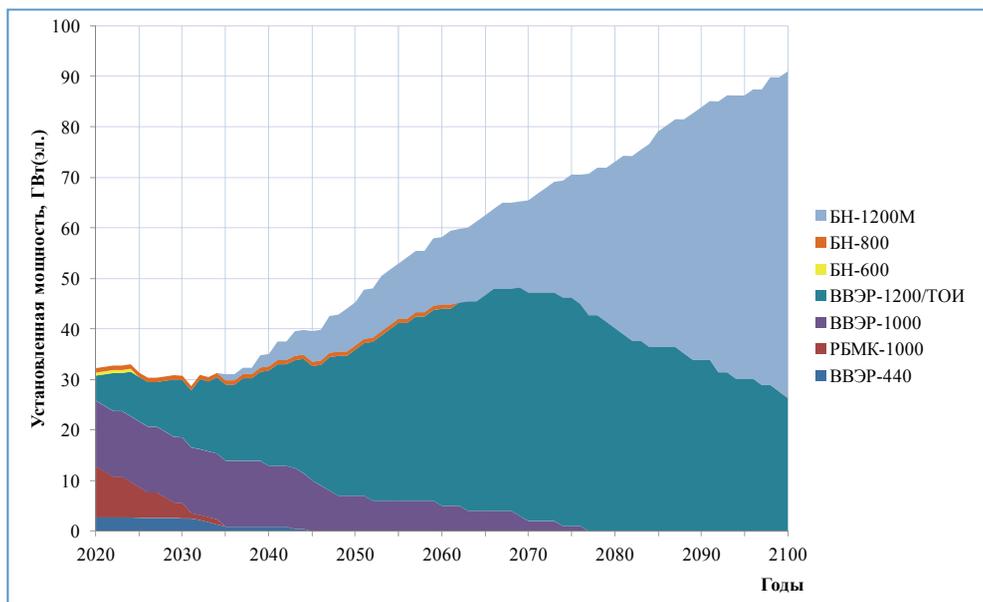


Рис. 1. Структура мощностей в сценарии ВВЭР (УОКС) + БН (МОКС)

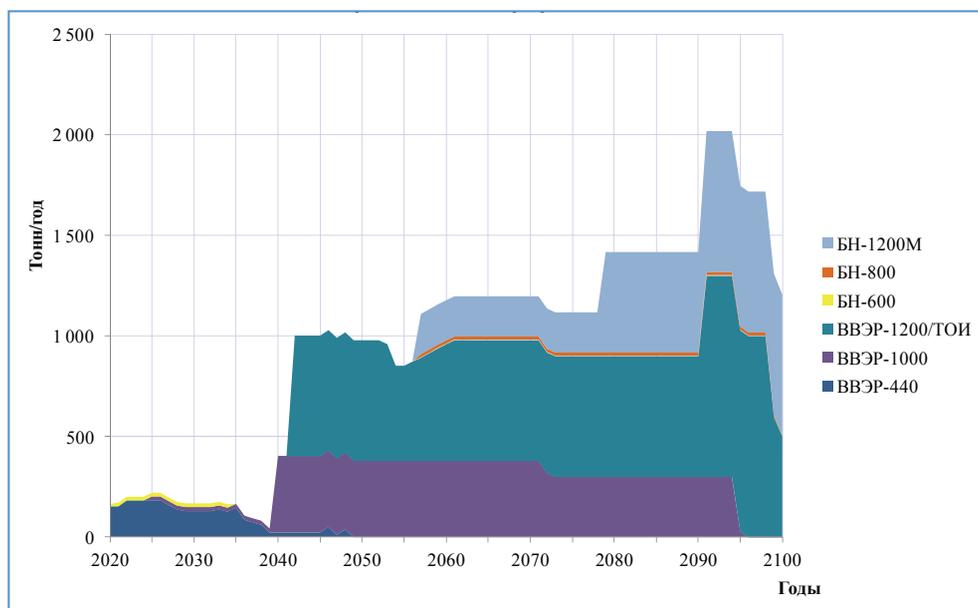


Рис. 2. Структура потребностей в переработке ОЯТ с целью обеспечения плутонием реакторов БН-800 и БН-1200М

Несмотря на то, что новые реакторы ВВЭР уже сейчас проектируются с возможностью работы как на УОКС, так и на МОКС-топливе, в связи с неопределенностью времени вовлечения МОКС-топлива в ЯТЦ, в данном сценарии эта опция не рассматривалась. Также не рассматривались варианты реакторов БН-1200 без воспроизводящей прослойки и на СНУП-топливе.

Предполагается, что накопленный ОЯТ всех тепловых реакторов, кроме РБМК-1000, перерабатывается и весь плутоний используется для изготовления МОКС-топлива реакторов БН-800 и БН-1200М.

Перерабатывающие мощности и годовая производительность переработки ОЯТ тепловых реакторов выбираются из условия, чтобы оперативный запас выделенного плутония не превышал ~100 т. На рисунке 2 показана структура мощностей по переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, которые необходимы для обеспечения плутонием реакторов БН-800 и БН-1200М на период до 2100 года. Из этого же рисунка следует, что потребность в переработке ОЯТ быстрых реакторов, с точки зрения нехватки плутония, появится после 2055 г.

На рисунке 3 показана динамика плутония на складе с учетом его поставок на изготовление МОКС-топлива для быстрых реакторов. При этом предполагалось, что количество плутония, выделенного на 1 января 2021 г., составляет ~60 т [4]. Из рисунка видно, что к середине 50-х годов запас плутония достигает минимума приблизительно в 20 т, связанного с исчерпанием основного объема ОЯТ тепловых реакторов, однако достаточного для продолжения запуска еще нескольких реакторов БН-1200М. Очевидно, что этот момент времени можно трактовать как завершение «начального» этапа замыкания ЯТЦ ядерной энергетики и решения проблемы накопленного ОЯТ ВВЭР, а также старт переработки ОЯТ БН. Очевидно, что в течение этого начального этапа реакторы БН работают, по существу, в «открытом» по плутонию топливном цикле.

Правомерен вопрос — насколько экономически целесообразнее работать БН-1200М в «открытом» по плутонию цикле с отложенной переработкой ОЯТ по сравнению с вариантом постоянного рециклирования отработавшего топлива БН с малым временем выдержки.

Рассмотрим стоимостные показатели для основных переделов замкнутого ЯТЦ — переработки ОЯТ и изготовления топлива — и их зависимость от производительности соответствующих производств. Указанные переделы вносят подавляющий вклад в топливные затраты АЭС. Реальные удельные стоимости переделов ЯТЦ во всем мире представляют собой коммерческую тайну переработчиков и производителей топлива и покупателей этих услуг. Поэтому имеющиеся в открытой литературе данные по стоимостным показателям представляют собой, как правило, экспертные оценки, которые получены по косвенным свидетельствам. Вследствие этого далее стоимостные показатели рассматриваются в относительных единицах.

Переработка ОЯТ реакторов БН

Основная причина, по которой отложенная переработка ОЯТ БН может быть более целесообразна, — это исключение высоких удельных капитальных затрат на сооружение



Рис. 3. Динамика запаса Pu на складе, т

2022

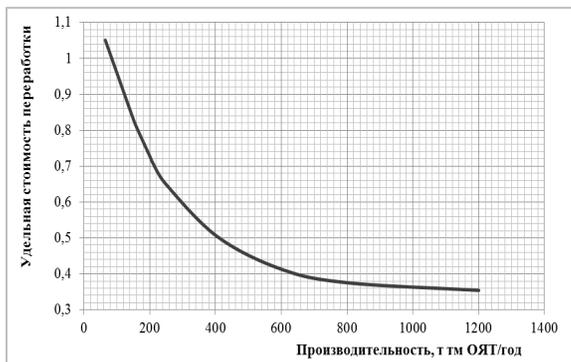


Рис. 4. Удельная стоимость переработки ОЯТ в зависимости от производительности завода, отн. ед.

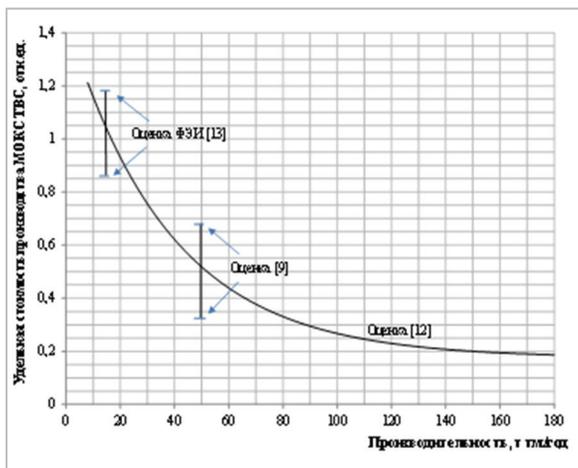


Рис. 5. Удельная стоимость МОКС ТВС от производительности завода, отн. ед.

малотоннажного и, следовательно, экономически менее эффективного производства по переработке ОЯТ БН и производству топлива. Это может привести к заметному снижению ежегодных топливных затрат АЭС, снижению топливной составляющей стоимости (ТСС) и, соответственно, значения величины LCOE.

По оценкам специалистов ВНИИТФ и с учетом зарубежных данных [4] построена качественная зависимость удельной стоимости переработки ОЯТ тепловых реакторов от производительности завода (рис. 4). При этом перерабатывается оксидное урановое топливо и используется водно-экстракционная технология переработки на базе PUREX-процесса. Переход к МОКС-топливу при одинаковой используемой технологии и производительности завода увеличивает стоимость переработки отработавшего МОКС-топлива на ~10% [4].

Изготовление МОКС-топлива для реакторов БН

Удельные значения стоимости изготовления МОКС ТВС, так же как стоимость переработки ОЯТ, имеют очевидную зависимость от масштаба производства ядерного топлива (см. рис. 5). При этом имеет место значительный коридор неопределенностей, величина которого была оценена в работах INL и ФЭИ [4]. Из этих результатов следует, что экономически приемлемые топливные затраты производства по фабрикации МОКС-ТВС начинаются при количестве энергоблоков типа БН-1200М не менее 6–9. В этом случае ежегодная

потребность в МОКС-топливе составляет около 70 – 100 т тм.

С целью получения более корректной оценки роли быстрых реакторов в двухкомпонентной ЯЭС необходимо учитывать двухпродуктовый характер производства в быстрых реакторах — генерацию электричества и наработку плутония для всей ядерно-энергетической системы.

Оценка технико-экономического эффекта от предлагаемых мероприятий на начальном этапе замыкания ЯТЦ

Сокращение инвестиционных затрат на создание объектов производственного назначения по переработке ОЯТ БН составит, по оценкам [4], не менее 300 – 400 млн долларов.

Отложенная переработка ОЯТ реакторов БН приводит к необходимости снабжения их плутонием из ОЯТ ВВЭР. В таком случае будет интенсивно расходоваться ОЯТ тепловых реакторов, находящееся в хранилищах. Данные хранилища, после их надлежащей модернизации, возможно перевести под хранилища ОТВС БН.

Начальный этап замыкания топливного цикла занимает сравнительно короткий отрезок времени (20 – 25 лет) по сравнению с полным жизненным циклом ядерного топлива (порядка 100 лет). Поэтому, чтобы выделить технико-экономические показатели,

в том числе топливную составляющую (ТСС), именно на этом этапе их необходимо учитывать через годовые топливные затраты. В противном случае, при их учете через приведенные топливные затраты, которые обычно относят на весь жизненный цикл, эффект начального этапа будет в значительной степени «размазан» на эти 100 лет.

Была принята следующая модель для расчета топливных затрат:

- Эксплуатация головного энергоблока производится последовательно на трех режимах выгорания топлива: 90, 110 и 130 МВт-сут/кг тм.

- Синхронно, с учетом 2-летнего срока на изготовление начальных загрузок, в соответствии с потребностями вводятся в эксплуатацию производства по изготовлению свежего топлива и переработке ОЯТ.

- Удельные цены на изготовление МОКС-ТВС и переработку ОЯТ, как функции от производительности заводов, моделировались в виде непрерывных зависимостей (рис. 4 и 5).

- Удельные цены на все остальные переделы топливного цикла приняты постоянными. Погрешности в топливных затратах, обусловленные этим допущением, невелики, что следует из их вклада в годовые топливные затраты.

В виде диаграммы относительные значения ТСС показаны на рисунке 6 для трех случаев:

- полная ТСС с учетом переработки ОЯТ БН и БЗВ;
- ТСС с учетом БЗВ, но с отложенной переработкой ОЯТ БН;
- ТСС с учетом отложенной переработки ОЯТ БН и стальным экраном.

Эффект от отложенной переработки ОЯТ БН, в зависимости от выгорания топлива и числа энергоблоков БН-1200М, в виде уменьшения ТСС составляет 20–30%. Вследствие масштабного фактора при фабрикации МОКС-топлива и переработки ОЯТ при увеличении до 9 числа введенных в эксплуатацию энергоблоков, ТСС снижается примерно в 2 раза. При этом эффект от замены БЗВ на стальной экран существенно меньше и составляет от 3 до 10%.

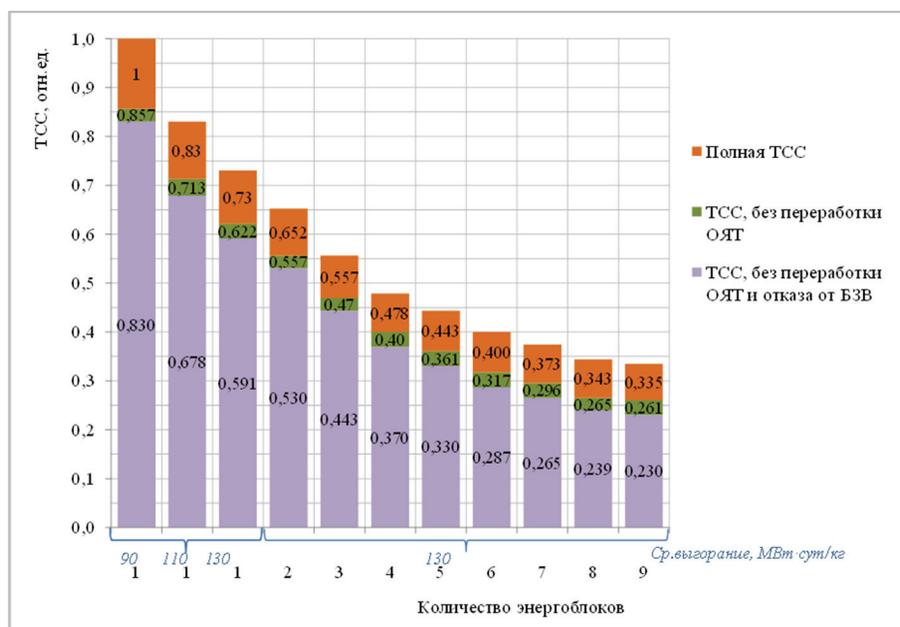


Рис. 6. ТСС производства электроэнергии на энергоблоке с реактором БН-1200М в зависимости от выгорания и количества блоков в системе, отн. ед.

Рекомендации по снижению топливных затрат на начальном этапе перехода к двухкомпонентной ЯЭС

Исходя из полученных результатов, может быть предложена следующая поэтапная схема начального этапа замыкания ЯТЦ:

1. Ввод в эксплуатацию головного энергоблока с реактором БН-1200М и его работа при среднем выгорании 90 МВт·сут/кг тм в совокупности с маломощным производством по изготовлению МОКС-ТВС активной зоны.

2. Последовательный перевод головного энергоблока в режим эксплуатации на среднем выгорании 110 и 130 МВт·сут/кг тм.

3. Ввод малой серии реакторов БН-1200М в составе 8 энергоблоков с соответствующим увеличением мощностей по изготовлению топлива.

4. Продолжение эксплуатации серии из 9 энергоблоков без переработки ОЯТ до исчерпания плутония из ОЯТ ВВЭР и складирование ОЯТ БН с временным отказом от его переработки по крайней мере до ~2055 г.

5. Ввод в эксплуатацию специализированного производства по переработке ОЯТ реакторов БН производительностью не менее 200 т тм/год, что означает окончание начального этапа замыкания ЯТЦ.

Заключение

В условиях отсутствия дефицита плутония предлагается начать переход к двухкомпонентной ЯЭС с отложенной переработкой МОКС ОЯТ реакторов БН на период после 2050 г. Немедленная переработка ОЯТ БН нецелесообразна по экономическим причинам — из-за незначительного количества такого ОЯТ в системе быстрых реакторов. При отсутствии дефицита природного урана и плутония можно временно отказаться и от использования воспроизводящего бокового blankets.

Экономически оправданным для начального этапа замыкания ЯТЦ может быть сооружение 6 – 9 энергоблоков с реактором БН-1200М. В противном случае из-за масштабного фактора следует ожидать слишком высокие топливные затраты в расчете на единицу произведенной электроэнергии.

Литература

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. — Техносфера, Москва, 2016.
2. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др. К стратегии развития ядерной энергетики России // АЭ. — 2019. — Т. 126, вып. 4. — С. 183 – 187.
3. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / Под общ. ред. проф. Е.О. Адамова. — М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. — 496 с.
4. Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России // АЭ. — Т. 133, вып. 2. — С. 71 – 76.

*В. М. Троянов, А. А. Тузов, А. В. Гулевич, О. С. Гурская,
В. М. Декусар, А. Л. Мосеев, В. А. Симоненко*

Оценка дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми натриевыми реакторами в двухкомпонентной системе ЯЭ

Возможности двухкомпонентной ЯЭ в решении накопленных проблем однокомпонентной ядерной энергетики

Основу современной атомной энергетики России составляют тепловые реакторы, работающие в открытом ядерном топливном цикле.

Перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной с тепловыми и быстрыми реакторами и замкнутым ЯТЦ является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия [1]–[6]. В этой связи задача по замыканию на опытно-промышленном уровне топливного цикла тепловых и быстрых реакторов в единый топливный цикл выходит на первый план. Такая двухкомпонентная система позволит решить следующие пока нерешенные или отложенные системные проблемы ядерной энергетики (ЯЭ) России, а также реализовать крупные инновационные технологические и коммерческие проекты, такие как:

- долгосрочное и надежное топливообеспечение ЯЭ за счет перехода от уранового топлива к смешанному уран-плутониевому;
- реализация многократного рециклирования избыточного плутония в двухкомпонентной ЯЭС;
- балансировка запаса плутония в глобальной системе ЯЭ с тепловыми и быстрыми реакторами;
- расширение экспортных возможностей Госкорпорации «Росатом» за счет предоставления зарубежным заказчикам услуг в области заключительной стадии топливного цикла (улучшение изотопного вектора плутония, утилизация минорных актинидов и др.);
- наработка медицинских, технологических и энергетических изотопов, включая Co-60, Pu-238;
- участие в коммерческом производстве водорода и др.

В зависимости от функциональных задач, быстрые реакторы могут подразделяться на несколько групп, по примеру того, как это сделано в работе [7] для быстрых реакторов — производителей электроэнергии и выжигателей МА. В российской системе, дополнительно к этим типам реакторов, могут появиться реакторы — наработчики топлива для быстрых и тепловых реакторов, реакторы-«лекари» для улучшения (облагораживания) изотопного состава плутония от тепловых реакторов, реакторы-«изотопщики» для производства различных изотопов как в активной зоне, так и в зонах воспроизводства. Проекты перечисленных типов реакторов могут отличаться с учетом специфики решаемых задач и соответствующих технических требований к топливу, активной зоне и топливной инфраструктуре.

В настоящее время в качестве такой многофункциональной компоненты развивающейся двухкомпонентной ЯЭ могут рассматриваться только серийные быстрые натриевые реакторы большой мощности типа БН [5], [8], которые, наряду с производством электроэнергии, способны обеспечить замыкание единого с тепловыми реакторами топливного цикла и решить перечисленные задачи.

Предполагается, что синергичное взаимодействие двух компонент на основе ВВЭР и БН, где эти реакторы являются не конкурентами, а партнерами, позволит такой системе развиваться более эффективно и динамично, чем современная ЯЭ.

Экономические оценки дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми реакторами в двухкомпонентной системе

Оценим некоторые перечисленные выше возможности, которые предоставляют быстрые реакторы в двухкомпонентной ЯЭ на примере перспективного реактора типа БН-1200М.

1. Сокращение потребления природного урана парком отечественных реакторов при одновременном увеличении экспорта уранового топлива. При замещении одного реактора типа ВВЭР исключается потребление около 180 т природного урана в год. При современной цене на природный уран (около 100\$ /кг тм) продажа этого количества урана приводит к получению годового дохода в ~ М\$ 18. Это равнозначно снижению величины LCOE реактора БН на ~ 5 %.

2. Расширенное воспроизводство плутония, избыток которого может идти на топливообеспечение тепловых реакторов, в том числе построенных за рубежом по российским проектам. Ежегодный экономический эффект для единичного реактора БН от нарабатываемого в нем избыточного плутония при его использовании в тепловых реакторах (типа ВВЭР-ТОИ или ВВР-С) составляет 1,4 – 1,7 М\$, что эквивалентно снижению LCOE для реактора БН на (0,40 – 0,53) %. Конкуренции на мировом рынке пока нет.

3. Улучшение (облагораживание) изотопного состава плутония из зарубежного ОЯТ МОКС PWR для его повторного использования в реакторах PWR. Экономика этой услуги состоит в компенсации затрат, производимых российской стороной на прохождение плутония по топливному циклу быстрого реактора. Для обеспечения требуемого изотопного состава плутония из ОЯТ МОКС PWR необходимо 2 прохода по ТЦ БН (с учетом наработки плутония в воспроизводящих экранах). Цена при этом составит до ~ 500 \$/кг Pu с увеличением длительности миссии в 2 раза. Снижение LCOE составит ~ 5 % при облагораживании годовой наработки плутония от 1-го PWR с частичной загрузкой МОКС-топлива. Конкуренция пока отсутствует.

4. Сжигание плутония из МОКС ОЯТ PWR — коммерческая услуга для зарубежных АЭС. Поскольку задача корректировки изотопного состава плутония в этом случае не стоит, то достаточно одного прохода плутония по топливному циклу быстрого реактора. Следовательно, потенциальный доход 250 К\$/кг Pu.

5. Выжигание МА (Am и Np) из ОЯТ зарубежных тепловых реакторов. Экономика этой миссии заключается в компенсации затрат, которые несет российская сторона на утилизацию 1 кг америция. Отсутствие достоверных технико-экономических данных по топливному циклу быстрого реактора с МА делает возможными только самые предварительные оценки. Минимальная стоимость утилизации 1 кг америция (тяжелого металла) при его гомогенном размещении в топливе активной зоны реактора БН оценивается в ~ К\$ 600. Утилизация 23 кг америция (из ОЯТ, ежегодно выгружаемого из ВВЭР-1200 после 20-летней выдержки) даст снижение величины LCOE для БН на ~4 %. Конкуренция пока отсутствует.

Вклад тепловыделения от америция в полное тепловыделение ВАО значителен, поэтому при глубинном захоронении ВАО возможно более плотное размещение контейнеров с ВАО. По оценкам французских специалистов, в случае исключения америция из состава ВАО ОЯТ быстрых реакторов, площади подземных захоронений сокращаются на 50 % [7]. В быстрых реакторах выжигать можно не только америций, но и его источник —

изотоп плутония-241. Для этого топливо быстрых реакторов следует делать на плутонии из ОЯТ ВВЭР с минимальной выдержкой (5 лет). В этом случае за год будет сгорать до 100 кг источника америция, и при этом не надо америций перерабатывать и выделять.

6. Производство изотопов, главным образом Pu-238 и Co-60. Годовой доход от производства изотопов оценивается в М\$ 12, но оно имеет конкурентный характер, поэтому экономическая эффективность проекта зависит от конъюнктуры на мировом рынке.

7. Отложенная переработка ОЯТ БН. К моменту ввода в эксплуатацию головного энергоблока с реактором БН-1200М плутония будет накоплено столько, что хватит не только на эксплуатацию головного блока с реактором БН и реактора БН-800, но и для пуска еще нескольких серийных реакторов БН. Для этого требуется переработка ОЯТ реакторов ВВЭР. Освободившиеся хранилища ОЯТ ВВЭР после необходимой модернизации могут использоваться для хранения ОЯТ реакторов БН. Это позволит отказаться от создания производств по переработке ОЯТ малой серии энергоблоков БН. Экономия инвестиционных затрат составит около 20 млрд руб.

8. Серийность энергоблоков БН. Переход от головного энергоблока БН к серии энергоблоков за счет масштабного фактора приведет к уменьшению топливной составляющей стоимости электроэнергии почти в 2 раза — до 7,2 \$/МВт·ч, что даст снижение LCOE на ~20 %. Задержка переработки ОЯТ БН на начальной стадии замыкания ЯТЦ приведет к дополнительному снижению ТСС до 4,3 \$/МВт·ч и снижению LCOE еще на ~10 %.

Заключение

Поэтапный перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ позволяет реализовать ряд дополнительных, по отношению к производству электроэнергии, возможностей быстрых реакторов. Предварительная технико-экономическая оценка этих дополнительных возможностей показывает, что быстрые реакторы при той же электрической мощности, не будучи дешевле ВВЭРов, но вместе с ВВЭРами позволят существенно сократить необходимые инфраструктурные расходы и/или получить дополнительные доходы и тем самым снизить величину LCOE — удельную приведенную стоимость производства электроэнергии. Кроме того, ключевой компонент двухкомпонентной ядерной энергетики — быстрый натриевый реактор большой мощности типа БН — при реализации ряда мероприятий с его использованием (выжигание минорных актинидов, наработка искусственных изотопов, утилизация и облагораживание плутония и др.) дает возможность, помимо продажи электроэнергии, производить дополнительные продукты, или предоставлять услуги, имеющие рыночную стоимость. Все это позволит существенно улучшить экономику двухкомпонентной ЯЭС.

Литература

1. *Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др.* К стратегии развития ядерной энергетики России // Атомная энергия. — 2019. — Т. 126, вып. 4. — С. 183 – 187.
2. Белая книга ядерной энергетики / Адамов Е.О. и др./ под ред. Адамова Е.О. — М.: НИКИЭТ, 2020. — 495 с.
3. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. / *Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А., Асмолов В.Г., Декусар В.М., Зродников В.А., Каграманян В.С., Колтун О.В., Павлов А.С., Пономарев-Степной Н.Н., Субботин С.А., Темишев Р.Р., Теплов П.С., Усанов В.И., Цибульский В.Ф.* / Под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. — М.: Техносфера, 2016.

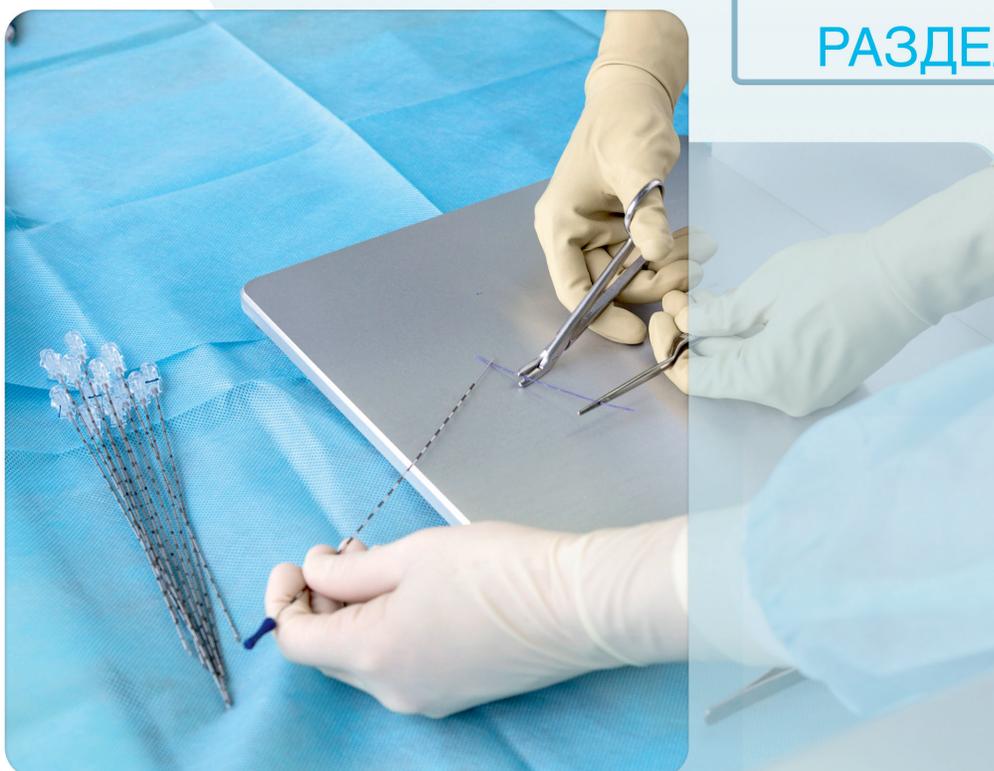
4. *Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М.* Многокритериальный анализ эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2020. — № 3.
5. *Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Марова Е.В., Маслов А.М., Невиница В.А., Староверов А.И.* Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2018. — Вып. 2.
6. *Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Гулевич А.В., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Марова Е.В., Маслов А.М., Мосеев А.Л., Невиница В.А., Теплов П.С., Троянов В.М., Фомиченко П.А., Шелелев С.Ф.* Облик двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе ВВЭР и реакторов БН // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2022. — Вып. 4.
7. *Noel Camarcat, Claude Garzenne, Joel Le Mer, Hadrian Leroyer, Estelle Desroches, Jean-Michel Delbecq.* Industrial research for transmutation scenarios. // Comptes Rendus Mecanique 339(2011) 209-218 www.sciencedirect.com
8. *Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др.* Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия. — 2010. — Т. 108, вып 4. — С. 206 – 211.

*В. М. Троянов, А. В. Гулевич, О. С. Гурская, В. М. Декусар,
В. А. Елисеев, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев*

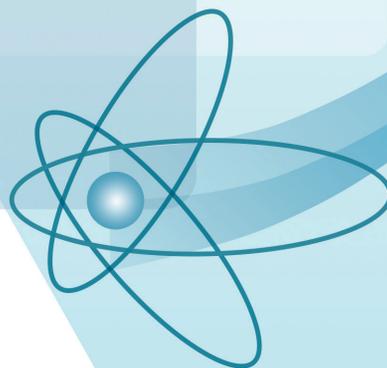
ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И НАУЧНО-ПРОИЗВОДСТВЕННЫЕ ЗАДАЧИ

РАЗДЕЛ

15



2022



ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И НАУЧНО-ПРОИЗВОДСТВЕННЫЕ ЗАДАЧИ

Изделия и технологии для ядерной медицины

Производство микроисточников на основе радионуклида йод-125 для брахитерапии рака простаты

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует производство микроисточников (МИ) для брахитерапии рака предстательной железы на основе йода-125, которые поставляются в медицинские учреждения РФ. АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является единственным российским поставщиком МИ.

В процессе создания производства МИ, после изучения мирового опыта, были выполнены работы по определению конструктивных элементов МИ. Для изготовления корпуса МИ было решено использовать титановый капилляр диаметром $0,80 \pm 0,05$ мм. Материал капилляра — титан марки ПТ-7 ГОСТ 19807. Подложки изготавливались из серебряной проволоки диаметром 0,5 мм марки Ср 999,9 ГОСТ 6836. Химические свойства серебра позволяют обеспечить нанесение на подложку прочного и равномерного слоя йода-125, а физические (большая атомная масса) — хорошую визуализацию МИ (рис. 1).

При изготовлении МИ использовался способ герметизации МИ оплавлением титановых шариков. Этот способ реализуется на лазерной сварочной установке в среде инертного газа.

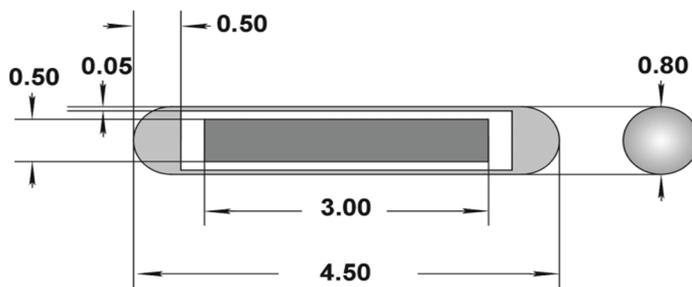


Рис. 1. Конструкция МИ производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

На основании выбранной конструкции МИ была разработана технологическая схема производства МИ, которая включает следующие стадии:

- подготовка комплектующих МИ — титановых корпусов и серебряных подложек;
- заварка корпусов МИ с одной стороны;
- нанесение йода-125 на подложки;
- сборка МИ;
- герметизация МИ лазерной сваркой;
- дезактивация МИ;
- проверка герметичности МИ;
- сортировка МИ по активности;

- оплетка МИ в гирлянды (стренды) по 10 МИ биорастворимой нитью;
- стерилизация стрендов;
- упаковка стрендов.

Ниже представлены некоторые образцы оборудования для производства и образцы продукции — МИ на основе йода-125.



Рис. 2. Установка сортировки МИ по активности



Рис.3. Установка для оплетки МИ биорастворимой нитью в стренды по 10 МИ



Рис. 4. Внешний вид МИ



Рис. 5. МИ в стренде



Рис. 6. Установка лазерной сварки МИ



Рис. 7. Транспортный контейнер со стрендом в пакете для стерилизации

На производство МИ получены два патента (рис. 8)



Рис. 8.

Производство офтальмоаппликаторов онкологических заболеваний глаза и окологлазной области

В АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» существует производство офтальмоаппликаторов (ОА) на основе рутения-106, которые поставляются в клиники РФ и ближнего зарубежья. АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является единственным российским поставщиком МИ.

ОА состоит из металлической оболочки и находящейся в ней активной подложки.

Оболочка состоит из корпуса толщиной 0,8 мм с выпуклой наружной поверхностью и крышки с вогнутой наружной поверхностью толщиной 0,1 мм. Корпус и крышка изготовлены из нержавеющей стали 12Х18Н10Т и сварены герметичным кольцевым швом. Толщина корпуса ОА выбрана достаточной для значительного ослабления β-излучения, а толщина крышки выбрана такой, чтобы обеспечить необходимую жесткость и не слишком сильно ослаблять β-излучение.



Рис. 9. Общий вид ОА

Подложка толщиной 0,1 мм находится между корпусом и крышкой. Она представляет собой металлическую фольгу с нанесенным на ее поверхность β-излучающим радионуклидом. К оболочке ОА приварены две проушины, с помощью которых его подшивают к глазу (рис. 9).

В настоящее время производятся и поставляются в офтальмологические клиники офтальмоаппликаторы пяти типов: Р3, Р4, Р5, Р6 и Р7 (рис. 10).

Технологическая схема производства ОА включает следующие стадии:

- подготовка комплектующих ОА;
- подготовка поверхности подложки к нанесению радионуклида путем ее серебрения;
- нанесение радионуклида на вогнутую поверхность подложки;
- сборка ОА;
- герметизация ОА лазерной сваркой;
- дезактивация ОА;
- проверка ОА на герметичность;
- измерение характеристик ОА — активности радионуклида, ее равномерного распределения по поверхности ОА, мощности поглощенной дозы.

На производство ОА получены два патента (рис. 11).

Также освоена технология изготовления ОА на основе стронция-90 такой же конструкции и осуществляется их поставка в клиники.

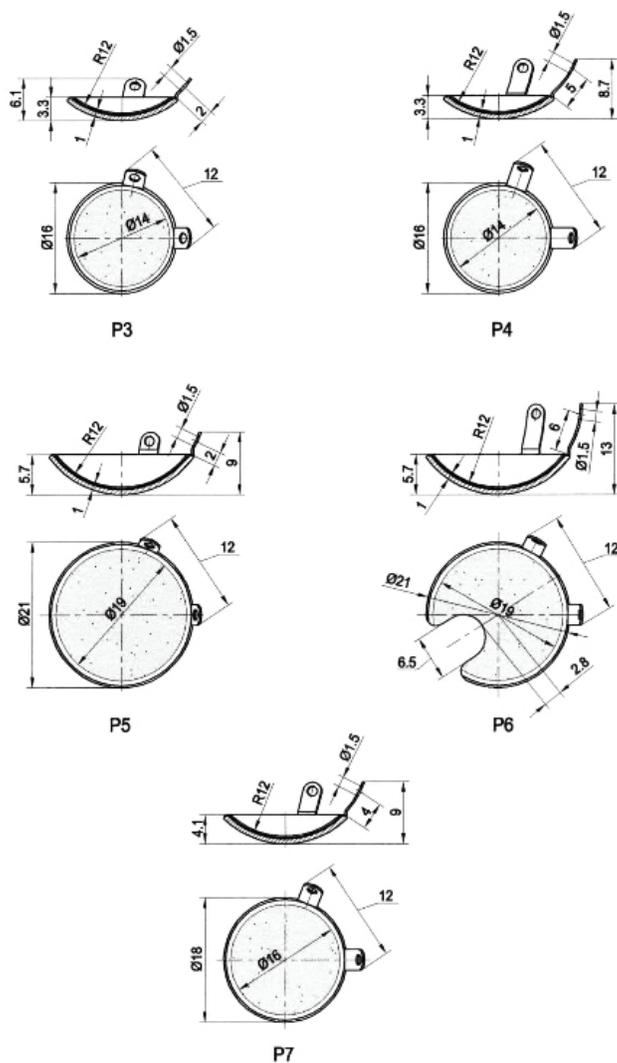


Рис. 10. Конструкция ОА, выпускаемых АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»



Рис. 11.

Производство препарата актиний-225, применяемого для разработки терапевтических радиофармпрепаратов, предназначенных для лечения ряда онкологических заболеваний

Одним из новых направлений в ядерной медицине является применение альфа-излучающих радионуклидов в терапии онкологических и других заболеваний. Поскольку альфа-частица имеет массу почти в 8000 раз большую чем бета-частица массу и больший заряд, ее пробег в биологической ткани существенно меньше и составляет как правило 50-100 мкм, при этом выделяется энергия порядка 100 кэВ/мкм. Это позволяет намного более эффективно поражать раковые клетки, не затрагивая здоровые ткани.

Наиболее эффективным методом применения альфа-эмиттеров считается таргетная терапия, когда с помощью моноклональных антител или пептидов, имеющих сродство к клеточным рецепторам, радионуклид доставляется непосредственно к клетке опухоли.

Таргетная терапия позволяет бороться с опухолями, хирургическое удаление которых проблематично; также с видами опухолей, для которых неэффективны химиотерапия, распространенные методы радиотерапии и так далее. Особое внимание уделяется способности современных препаратов бороться с метастазами

В качестве одного из наиболее перспективных для ядерной медицины альфа-эмиттеров рассматривается актиний-225.

Наличие в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» некоторого количества урана-233, выдержанного длительное время, позволило после его переработки получить около 150 мКи тория-229.

На основе выделенного тория-229 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был создан участок по производству актиния-225, дочернего продукта его распада (ДПР).

В настоящее время АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является одним из основных поставщиков актиния-225 наряду с Окриджской национальной лабораторией (США) и Институтом трансурановых элементов (ФРГ).

Технологическая схема получения актиния-225 включает следующие стадии:

- разделение тория-229 и его ДПР — радия-225 и актиния-225;
- разделение актиния-225 и радия-225;
- очистка актиния-225 от неактивных примесных катионов;
- очистка актиния-225 от органических примесей;
- фасовка готового продукта.

Актиний-225 поставляется потребителям за рубежом и в РФ в виде раствора хлорида или нитрата, а также в сухой форме (рис. 12). Технология получения актиния-225 защищена патентом (рис. 13).

Производство генераторов рения-188 как медицинского изделия

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создан участок для изготовления генераторов рения-188 (рис. 14). Способ получения рения-188 защищен патентом (рис. 15).

Материнский вольфрам-188 поставляет АО «ГНЦ НИИАР».

Полученное Регистрационное удостоверение позволяет поставлять генераторы как медицинское изделие зарубежным и российским клиникам.

Рений-188 применяется для паллиативной терапии костных метастаз.

Производство нейтронных источников на основе изотопов америций-241/бериллий

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создан участок по изготовлению нейтронных источников на основе изотопов америций-241/бериллий и америций-241/литий. В 2022 г. осуществлялись зарубежные поставки только источников америций-241/бериллий (рис. 16).



Рис. 12. Раствор актиния-225, готовый для отправки потребителю



Рис. 13



Рис. 14. Генератор рения



Рис. 15



Рис. 16. Нейтронный источник, подготовленный к отправки потребителю

Литература

1. Шаповалов В.В., Артамонов С.А., Болонкин А.С., Бурмистров М.В. и др. Нанесение рутения-106 на вогнутую поверхность подложки закрытого источника β -излучения — офтальмоаппликатора // Радиохимия. — 2022. — Т. 64. — № 4. — С. 394 – 400.
2. Шаповалов В.В., Артамонов С.А., Елдашев Н.В., Кутин А.Ю. и др. Нанесение йода-125 на серебряные подложки микроисточников для брахитерапии рака предстательной железы // Радиохимия. — 2022. — Т. 64. — № 5. — С. 497 – 500.
3. Шаповалов В.В., Подсобляев Д.А., Винокуров С.И., Мосин С.С. Способ получения актиния-225 Патент РФ №278190, 2022.
4. Петриев В.М., Самсонов М.Д., Зверев А.В. и др. Разработка таргетных радиофармпрепаратов для диагностики и терапии метастатического рационалиста-резистентного рака предстательной железы // Тезисы докладов XVI Всероссийского национального конгресса лучевых диагностов и терапевтов «РАДИОЛОГИЯ – 2022». — 24 – 26 мая 2022 г., Красногорск, Московская обл. — С 155.
5. Егорцев С.Н., Воробей О.А. Сорбционный генератор рения-188 ГРЕН-1 для ядерной медицины // Тезисы докладов научно-технич. конф. по ядерным технологиям для молодых ученых, специалистов, студентов и аспирантов. — 12–16 сентября 2022 г., Екатеринбург. — М.: Издательство «Перо», 2022. — С. 88 – 89.
6. Скрипник Ю.А. Производство бета-активных офтальмоаппликаторов для терапии онкологических заболеваний органов зрения в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» // Там же. — С. 90 – 91.
7. Козлов Т.И. Опыт и перспективы развития производства микроисточников на основе радиоизотопа I-125 // Там же. — С. 95.
8. Артамонов С.А. Способы получения препарата актиний-225 с целью его применения в ядерной медицине // Там же. — С. 102 – 103.

М. Д. Самсонов

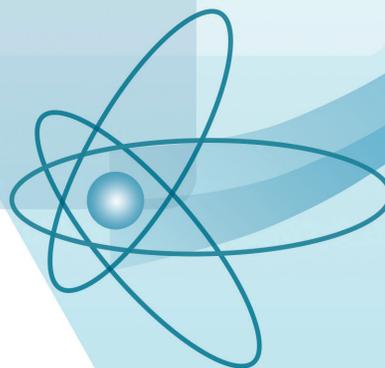
РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛЬНОЙ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ

РАЗДЕЛ

16



2022



РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛЬНОЙ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ

Создание экспериментального образца аппаратуры для измерения абсолютной мощности ядерных энергетических установок и критических стендов

В 2022 году инициирован проект по созданию экспериментального образца аппаратуры для измерения абсолютной мощности ядерных установок. В рамках работ 2022 года сформирована методическая база, выпущена необходимая конструкторская документация, изготовлен действующий образец аппаратуры, проведены с его помощью эксперименты по измерению мощности критического стенда ФС-1М, подтвердившие работоспособность методики и аппаратуры.

Задача измерения мощности реакторной установки в абсолютных единицах возникает при необходимости калибровки рабочих нейтронных детекторов в единицах мощности реактора: при физическом пуске новой реакторной установки, при выполнении физических измерений на исследовательских реакторах и критстендах, при отработке режимов работы транспортных ЯЭУ и пр.

Методическая база разработки относится к статистическим методам экспериментальной реакторной физики и позволяет создать компактное аппаратное решение, не требующее воздействия на активную зону при измерении (нейтронные датчики можно размещать вне активной зоны), оперативно выдающее результат в режиме онлайн.

Способ измерения базируется на использовании статистических закономерностей, связывающих средние значения показаний нейтронного детектора и статистические характеристики его шумов. Статистические методы работают наилучшим образом на малых уровнях мощности (до ~100 Вт), и, используя данный подход, можно уже на этапе физического пуска, до выхода на энергетический режим, провести калибровку реакторных ионизационных камер в абсолютных единицах мощности.

Теоретическая основа статистических (шумовых) методов дана в работе [1]. Реализация, положенная в основу разработки, известная как корреляционный частотный метод, развита в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в работах [2], [3]. Методическая база и программное обеспечение были переработаны с учетом современных возможностей цифровой обработки больших потоков данных, аппаратная реализация также основана на современной элементной базе.

Процедура измерения в экспериментальном образце аппаратуры измерения абсолютной мощности (далее — ЭО АИМ) реализована следующим образом:

- 1) исследуемая установка с размещенными возле или внутри активной зоны детекторами нейтронов (одним или двумя) выводится на некоторый уровень мощности и стабилизируется (точность стабилизации напрямую определяет точность измерения);
- 2) в течение заданного времени экспозиции средствами ЭО АИМ регистрируются с определенной частотой дискретизации средние токи камер, а также усиленные мгновенные значения шумовой компоненты токов, прошедшей через полосовой фильтр;

3) по результатам измерений вычисляется искомая мощность на текущем шаге по времени и выдается в режиме онлайн.

Погрешность измерения мощности обратно пропорциональна квадратному корню из объема выборки и, как правило, при достаточной эффективности регистрации детекторов определяется выбором времени экспозиции.

Экспериментальный образец аппаратуры измерения абсолютной мощности представляет собой моноблок, в котором вся аппаратная начинка (измерительная схема и микропроцессор) заключена внутри единого корпуса, а управление и выдача результатов осуществляется через сенсорный экран, размещенный на передней стенке корпуса, посредством специально разработанного программного обеспечения.

При проведении измерения ЭО АИМ подключается к двум токовым нейтронным детекторам, размещаемым вблизи или внутри активной зоны. В ходе экспериментальной отработки в качестве детекторов использовались две камеры типа КНК-56.

Критический стенд ФС-1М (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») с критсборкой ФС-1-4.37.P, на котором проводились тестовые измерения мощности с использованием ЭО АИМ, предназначен:

- для испытаний на радиационную стойкость специальных изделий, аппаратуры и материалов электронной техники, экспериментальных образцов;
- для определения характеристик детекторов, регистрирующих нейтронные и гамма-излучения;
- для отработки методик измерения мощности доз нейтронного и гамма-излучений и поглощенных доз от гамма- и нейтронного излучений в материалах критсборки и экспериментальных образцах.

В 2019 году проведена метрологическая аттестация каналов контроля плотности нейтронного потока стенда ФС-1М в единицах нейтронной мощности. Аттестационные измерения выполнялись активационным методом — более трудоемким, нежели статистические методы, но достаточно точным, чтобы принять его в качестве эталонного.

В ходе измерений с помощью ЭО АИМ камеры КНК-56 располагались в соседних экспериментальных ячейках за боковым отражателем, расположение камер по высоте подбиралось таким образом, чтобы обеспечить попадание в рабочий диапазон токов на всех измеряемых уровнях мощности.

Результаты измерений согласуются с эталонными показаниями СУЗ ФС-1М в пределах 10 %.

В ходе измерений с помощью ЭО АИМ токи обеих камер находились в рабочем диапазоне. Линейность характеристик во всем диапазоне измерений соблюдена. Разброс значений градуировочных коэффициентов камер по всей выборке не превышает 2 %.

Показания камер были хорошо синхронизированы на протяжении всего опыта. Коэффициент корреляции составлял ~ 0,8 на протяжении всего опыта.

Таким образом, результаты эксперимента подтверждают работоспособность аппаратуры ЭО АИМ и используемой методики, демонстрируют возможность измерения мощности реактора с хорошей точностью (на уровне 10%) в мощностном диапазоне до 200 Вт.

Литература

- 1 С. Cohn. A Simplified Theory of Pile Noise. – Nuclear Science and Engineering, 1960, vol. 7, pp. 472–475.
- 2 А. И. Могильнер, С. А. Морозов и др. Корреляционный метод измерения абсолютной мощности реакторов «нулевой» мощности. Часть 1. Теория метода. – Препринт ФЭИ-1559, 1984 г.

- 3 А. И. Могильнер, С. А. Морозов и др. Корреляционный метод измерения абсолютной мощности реакторов «нулевой» мощности. Часть 2. Техническая реализация метода. – Препринт ФЭИ-1714, 1985 г.

*В. А. Литицкий, П. А. Куликов, Б. В. Кутин, С. В. Чернов,
В. С. Паршутин, А. А. Антонов, Д. В. Николаев,
К. Ф. Кулей, А. А. Лобанов, А. В. Игитов,
А. В. Мастеров*

Эталоны плотности потока нейтронов и абсолютной мощности на базе критического стенда ФС-1М

Введение

Критический стенд (далее — КС) ФС-1 создан в 1970 году для исследования нейтронно-физических характеристик и обоснования ядерной и радиационной безопасности (ЯБ и РБ) термоэмиссионных реакторов-преобразователей на быстрых нейтронах ЯЭУ космического назначения. В 2004 году в результате конверсии КС был перепрофилирован для проведения испытаний радиоэлектронной аппаратуры на радиационную стойкость с обеспечением необходимых флюенсов быстрых нейтронов и поглощенных доз гамма-излучения, а также испытаний изделий в условиях воздействия на них ионизирующего излучения и температуры.

В 2006 году в целях расширения возможностей КС ФС-1М для проведения радиационных испытаний была проведена очередная модернизация КС — установлена критсборка ФС-1-4.37.Р.

На сегодняшний день КС ФС-1М с критсборкой ФС-1-4.37.Р предназначен для:

- испытаний на радиационную стойкость объектов испытаний: специальных изделий, аппаратуры и материалов электронной техники, экспериментальных образцов с обеспечением необходимых флюенсов быстрых нейтронов и поглощенных доз гамма-квантов;
- определения характеристик и калибровки детекторов, регистрирующих нейтронное и гамма-излучение;
- отработки методик измерений характеристик нейтронного и гамма-излучения, абсолютной мощности, подкритичности реакторных установок.

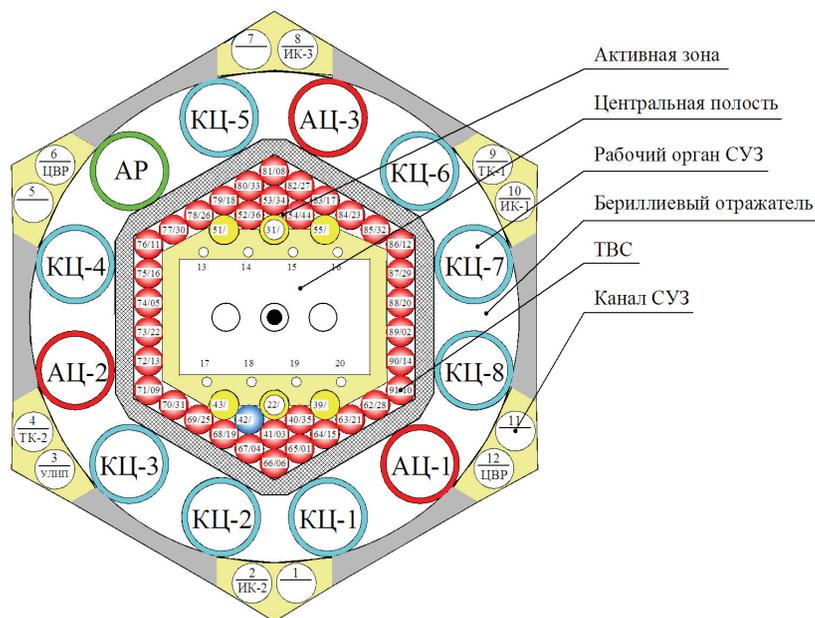
В 2022 году проведена работа по созданию эталонов плотности потока нейтронов и абсолютной мощности на базе КС ФС-1М.

Краткое описание критического стенда ФС-1М

Критическая сборка ФС-1-4.37.Р в виде цилиндра диаметром 850 мм и высотой 1200 мм представляет собой гетерогенный реактор на промежуточных нейтронах с боковым бериллиевым отражателем, в котором равномерно по окружности размещены 12 органов регулирования поворотного типа с поглощающими нейтроны вставками из спеченного карбида бора естественного состава (рисунок).

Ядерное топливо в активной зоне критсборки — диоксид урана высокого обогащения по урану-235. В центре активной зоны критсборки сформирована центральная

полость с размерами 200 × 320 × 800 мм для размещения в ней объектов испытаний. Для обеспечения внутри ЦП необходимого соотношения между флюенсом быстрых нейтронов и поглощенной дозой гамма-квантов (флюенсу быстрых нейтронов $5 \cdot 10^{13}$ н/см² соответствует поглощенная доза гамма-квантов $1 \cdot 10^5$ Рад) вокруг ЦП размещен корпус из полипропилена эффективной толщиной 30 – 50 мм для формирования промежуточного нейтронного спектра.



Картограмма критической сборки ФС-1-4.37.Р

Эталон плотности потока нейтронов

В качестве метрологического обеспечения КС ФС-1М разработана система измерений физических характеристик (СИФХ), предназначенная для получения, представления и хранения следующих физических характеристик при проведении испытаний:

в режиме *on-line*:

- плотности потока и флюенса нейтронов,
- мощности поглощенной дозы и поглощенной дозы гамма-излучения,
- температуры объекта испытаний;

в режиме *off-line*:

- флюенса нейтронов.

СИФХ имеет Свидетельство об утверждении типа СИ RU.E.38.242.A № 68164 от 27.11.2017, регистрационный номер в ФИФ 69523-17.

Создание эталона плотности потока нейтронов основано на калибровке КС ФС-1М с использованием следующих документов:

– «Методика измерений энергетических спектров и флюенса нейтронов на критическом стенде ФС-1М. МИ-01.2019». Свидетельство об аттестации методики измерений RA.RU.311242/613-081-2019 от 15.02.2019 (далее — МИ-01.2019);

– «Источник нейтронов критстенда ФС-1М с моделирующими полями нейтронов МОП-ФС-1М и МОП-ФС-2М. Методика калибровки» № 224/37-41/6424 от 09.04.2021.

Основные средства калибровки:

– канал регистрации гамма-излучения спектрометрический СИФХ на основе спектрометра СЕГ-1КП-ИФТП с детектором из особо чистого германия (ОЧГ), № 31389-06 в Государственном реестре средств измерений;

– комплект активационных детекторов следующего состава: ^{55}Mn , ^{115}In , ^{197}Au , ^{58}Ni , ^{27}Al , ^{63}Cu ;

– облучательное устройство (ОУ) для крепления на нем активационных детекторов, представляющее собой конструкцию из алюминия с габаритными размерами 190×300×600 мм.

Восстановление спектра нейтронов по результатам измерений спектров гамма-излучения облученных активационных детекторов выполнили в соответствии с МИ-01.2019. Погрешность спектра нейтронов составляет:

- во всем диапазоне энергий (от $1,0 \cdot 10^{-10}$ до $18,0 \cdot 10^0$ МэВ) — 7,0 %;
- от $1,0 \cdot 10^{-10}$ до $4,0 \cdot 10^{-7}$ МэВ — 6,0 %;
- от $4,0 \cdot 10^{-7}$ до $1,0 \cdot 10^{-1}$ МэВ — 7,0 %;
- от $1,0 \cdot 10^{-1}$ до $1,0 \cdot 10^0$ МэВ — 7,0 %;
- от $1,0 \cdot 10^0$ до $18,0 \cdot 10^0$ МэВ — 6,0 %

Для каждого спектра нейтронов вычисляют суммарную плотность потока нейтронов φ_{Σ} путем суммирования плотности потока нейтронов во всех энергетических группах, а также плотность потока нейтронов в отдельных энергетических группах.

Для каждого спектра нейтронов вычислили суммарный флюенс нейтронов F_{Σ} путем умножения суммарной плотности потока нейтронов φ_{Σ} на время облучения t_0 , а также флюенс нейтронов в отдельных энергетических группах.

По результатам калибровки критический стенд ФС-1М утвержден эталоном единиц плотности потока нейтронов (Источник нейтронов критического стенда ФС-1М с моделирующими опорными полями нейтронов (МОП-ФС-1М, МОП-ФС-2М) зав. № 001) 2 разряда с диапазонами воспроизведения потока нейтронов от $3,58 \cdot 10^4$ до $7,17 \cdot 10^9$ нейтр.·см⁻²·с⁻¹ и флюенса нейтронов в диапазоне значений от $1,29 \cdot 10^8$ до $2,07 \cdot 10^{15}$ нейтр.·см⁻² для энергетического диапазоне от $1,0 \cdot 10^{-10}$ до $1,8 \cdot 10^1$ МэВ. Регистрационный номер эталона в реестре Федерального информационного фонда — 3.АДИ.0019.2021.

Доля быстрых нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ в спектре нейтронов составляет 24%, погрешность воспроизведений плотности потока и флюенса нейтронов при доверительной вероятности 0,95 — не более 7,7%. Мощность поглощенной дозы гамма-излучения при максимальной мощности составляет 100 Гр·ч⁻¹, диапазон измерения поглощенной дозы гамма-излучения — от 0,1 до 10^4 Гр, пределы допускаемой относительной погрешности измерения мощности поглощенной дозы и поглощенной дозы гамма-излучения — 10 %.

Критический стенд ФС-1М пригоден в качестве моделирующей установки в соответствии с требованиями ГОСТ РВ 0008-002-2013 для проведения испытаний ЭРИ и РЭА на стойкость к воздействию нейтронного и гамма-излучений.

Эталон абсолютной мощности

Создание эталона абсолютной мощности основано на калибровке КС ФС-1М с использованием следующих документов:

– «Определение нейтронной мощности критической сборки стенда ФС-1М с использованием активационных детекторов. Методика измерений». Свидетельство об аттестации методики измерений RA.RU.311242/613-081-2019 от 15.02.2019 (обеспечивает относительную погрешность измерений нейтронной мощности 8,5%).

– «Критстенд ФС-1М. Методика калибровки». №224/37-41/6509 от 18.06.2021.

Активационный метод определения мощности критсборки основан на измерении активности изотопов-индикаторов (например, ^{97}Zr , ^{91}Sr), образующихся при делении урана в активационном детекторе при облучении его в критсборке. В качестве активационного детектора используется штатная таблетка «ПМ», облучаемая в центре ЦП критсборки. После облучения таблетки «ПМ» на определенной мощности критсборки вычисляется количество делений в таблетке «ПМ» на основе активности выбранного изотопа-индикатора, измеряемой с использованием спектрометра гамма-излучения. Количество делений в остальных таблетках «ПМ» критсборки вычисляется на основе количества делений в таблетке «ПМ», расположенной в ЦП, с поправкой на специальный расчетный коэффициент. Мощность критсборки определяется как скорость деления (отношение количества делений во всех таблетках «ПМ» к эффективному времени работы на данной мощности), деленная на справочное значение скорости деления при нейтронной мощности 1 Вт.

Основные средства калибровки:

– спектрометр СЕГ-1КП-ИФТП с ОЧГ детектором, № 31389-06 в Государственном реестре средств измерений;

– активационный детектор — таблетка «ПМ», представляющая собой блок из диоксида урана с обогащением 90 % по изотопу ^{235}U диаметром 45,8 мм и высотой 4,0 мм, помещенный в оболочку из молибдена толщиной 0,3 мм, диаметром $47_{-0,5}$ мм и высотой $4,6^{+0,5}$ мм;

– каналы регистрации нейтронного излучения СИФХ.

Мощность критсборки, W (Вт), вычислили по формуле:

$$W = N_{A3} / N_{1 \text{ Вт}}, \quad (1)$$

где $N_{1 \text{ Вт}}$ — скорость делений ^{235}U для получения мощности 1 Вт ($3,1 \cdot 10^{10}$ делений/с); N_{A3} — скорость делений ^{235}U при искомой мощности, определяемая по активности продуктов деления ^{91}Sr и ^{97}Zr в активационном детекторе.

По результатам калибровки критический стенд ФС-1М утвержден эталоном единицы абсолютной мощности в диапазоне значений от 1 до 200 Вт. Регистрационный номер эталона в реестре Федерального информационного фонда — 3.АДИ.0020.2022.

С использованием полученного эталона возможно тестирование и аттестация статистических методов измерений нейтронной мощности (взаимно-корреляционный метод Могильнера и модернизированный метод корреляционного анализа Лебедева), которые являются более простыми и оперативными по сравнению с методом на основе активационных детекторов.

Заключение

1. По результатам калибровки критический стенд ФС-1М утвержден эталоном единиц плотности потока нейтронов (Источник нейтронов критического стенда ФС-1М с моделирующими опорными полями нейтронов (МОП-ФС-1М, МОП-ФС-2М) зав. № 001) 2 разряда с диапазонами воспроизведения потока нейтронов от $3,58 \cdot 10^4$ до $7,17 \cdot 10^9$ нейтр.·см $^{-2}$ ·с $^{-1}$ и флюенса нейтронов в диапазоне значений от $1,29 \cdot 10^8$ до $2,07 \cdot 10^{15}$ нейтр.·см $^{-2}$ для энергетического диапазона от $1,0 \cdot 10^{-10}$ до $1,8 \cdot 10^1$ МэВ. Регистрационный номер эталона в реестре Федерального информационного фонда — 3.АДИ.0019.2021.

2. По результатам калибровки критический стенд ФС-1М утвержден эталоном единицы абсолютной мощности в диапазоне значений от 1 до 200 Вт. Регистрационный номер эталона в реестре Федерального информационного фонда — З.АДИ.0020.2022.

3. Критический стенд ФС-1М пригоден в качестве моделирующей установки в соответствии с требованиями ГОСТ РВ 0008-002-2013 для проведения испытаний ЭРИ и РЭА в стойкость к воздействию нейтронного и гамма-излучений.

С использованием полученного эталона возможно тестирование и аттестация статистических методов измерений нейтронной мощности (взаимно-корреляционный метод Могильнера и модернизированный метод корреляционного анализа Лебедева), которые являются более оперативными и менее трудоемкими по сравнению с методом на основе активационных детекторов.

*П. А. Куликов, С. А. Николаев, К. Ю. Евтюхов, В. А. Чернов, В. В. Савостин,
В. С. Волков, А. В. Мастеров, М. А. Шульц, В. М. Левченко,
Т. В. Ашихмина, Е. В. Шрайбер*

Создание экспериментального образца аппаратуры для измерения подкритичности ядерных энергетических установок и критических стендов

В 2022 году инициирован проект по созданию экспериментального образца аппаратуры для измерения подкритичности ядерных установок. В рамках работ 2022 года сформирована методическая база, выпущена необходимая конструкторская документация, изготовлен действующий образец аппаратуры, проведены с его помощью эксперименты по измерению мощности критического стенда ФС-1М, подтвердившие работоспособность методики и аппаратуры.

Задача обеспечения ядерной безопасности является приоритетной в работах по развитию ядерной энергетики. Одна из значимых задач в этом направлении — создание универсальной аппаратуры контроля подкритичности ядерно опасных объектов (ЯОО) любой конфигурации, в том числе в труднодоступных условиях.

Большинство известных экспериментальных методов контроля реактивности [1], [2], применяемых на объектах ядерной энергетики, предполагают наличие априорных знаний об объекте, как то: результаты предварительных измерений физических характеристик объекта в критсостоянии, геометрия и материальный состав активной зоны и т. п. Задача разработки унифицированного аппаратного решения — обеспечить возможность оценки реактивности ЯОО с заранее неизвестными характеристиками.

В основу разработки положен метод «стреляющего» источника с обработкой данных, основанной на обращенном решении уравнений кинетики (цифровой реактиметр) и последующей статистической обработкой данных. Классическая методология доработана в проекте с учетом современных возможностей цифровой обработки больших потоков данных, аппаратная реализация также основана на современной элементной базе.

Оценка подкритичности по представленной методике содержит систематическую погрешность, определяемую пространственными эффектами, выходящими за рамки

точечной модели кинетики, в первую очередь прямым попаданием нейтронов источника в детектор. Это накладывает определенные ограничения на способ размещения блоков источника и детектора вокруг ЯОО и максимальную измеряемую глубину подкритичности.

Архитектура и аппаратная реализация разрабатываемого измерительного средства отвечают идее унификации и исходят из потребности проведения измерений подкритичности ЯОО не только в стендовых, но и в полевых, в том числе экстремальных условиях. ЭО АИП включает в себя следующие блоки, выполненные в виде отдельных герметизируемых контейнеров:

1) блок нейтронного генератора (БГ), имеющий в составе излучатель постоянного нейтронного потока ИНГ-07Т, а также блок питания и управления к нему (изготовлен в кооперации с одним из предприятий ГК «Росатом»),

2) блок нейтронных детекторов (БД), содержащий камеры СНМ-18 и КНК-15-1, со съемным утеплителем спектра нейтронов,

3) блок вычислительный (БВ), включающий в себя измерительную схему и микропроцессор для сбора и обработки данных по предлагаемой методике.

В состав ЭО АИП также входит автоматизированное рабочее место (АРМ) оператора, представляющее собой ноутбук с установленным специализированным программным обеспечением, позволяющее управлять параметрами измерительной схемы, запускать нейтронный генератор, контролировать в онлайн-режиме показания датчиков и результаты оценки реактивности.

АРМ, БГ и БВ подключаются к внешнему источнику питания (220 В). АРМ соединяется с БВ и БГ Ethernet-соединением или волоконно-оптической линией связи. БВ соединяется с БД двумя специализированными сигнальными кабелями.

Тестовые измерения мощности с использованием ЭО АИМ проводились на критическом стенде ФС-1М (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») с критсборкой ФС-1-4.37.Р. Результаты измерений сравнивались с данными СУЗ стенда, полученными по результатам взвешивания рабочих органов методом сброса из критсостояния.

Датчики из состава ЭО АИП размещались в ходе измерений в штатных экспериментальных каналах за боковым отражателем. Излучатель нейтронного генератора устанавливался за радиационной защитой.

Результаты эксперимента подтверждают работоспособность аппаратуры ЭО АИП и используемой методики, демонстрируют возможность измерения подкритичности до -10β в стендовых условиях с хорошей точностью (на уровне 10%). Дальнейшие работы в рамках проекта предполагается сосредоточить на снятии методических ограничений на способ размещения компонентов ЭО АИП и максимальную измеряемую глубину подкритичности, совершенствовании средств доставки и размещения оборудования в полевых условиях.

Литература

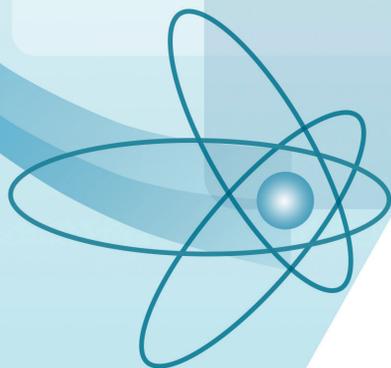
1. Дж. Р. Кипин. Физические основы кинетики ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1967.
2. Казанский Ю. А., Матусевич Е. С. Экспериментальные методы физики реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1984.

*В. А. Литицкий, П. А. Куликов, Б. В. Кутин, С. В. Чернов, В. С. Паршутин,
А. А. Антонов, Д. В. Николаев, К. Ф. Кулей, А. А. Лобанов,
А. В. Игитов, А. В. Мастеров*

ЛАЗЕРНАЯ ТЕХНИКА

17

РАЗДЕЛ



2022

ЛАЗЕРНАЯ ТЕХНИКА

Экспериментальный образец прокачного жидкостного лазера с диодной накачкой

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проводятся исследования по разработке мощных жидкостных лазеров с диодной накачкой, которые в сравнении с твердотельными лазерными системами обладают очевидными положительными качествами:

- возможность организации эффективной системы охлаждения лазера путем прокачки активной жидкости через область накачки (упрощение конструкции и массогабаритных характеристик системы теплоотвода, снижение требований к оптической и термостабилизационной системам лазера);

- повышение надежности и увеличение ресурса работы лазера за счет высокой лучевой и физико-химической стойкости жидкости, отсутствия в ней деформаций и термических напряжений;

- лазерно-активный элемент можно изготовить практически любой необходимой формы и размеров;

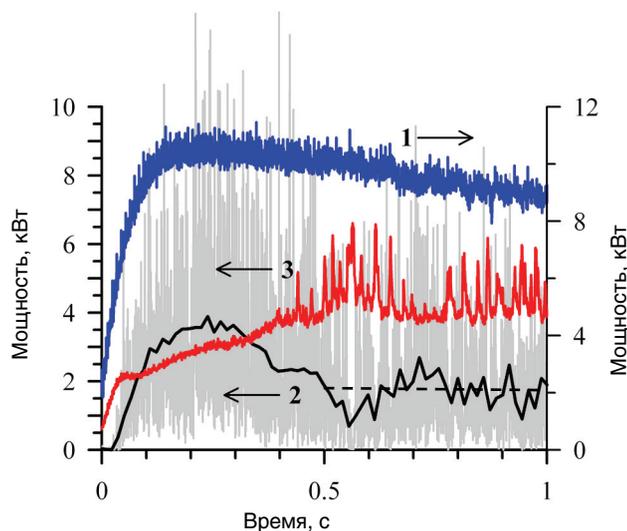
- более низкая стоимость активных жидкостей и лазерных кювет в сравнении со стоимостью активных элементов из оптической керамики, кристаллов или стекла;

- возможность получения высокого качества выходного лазерного пучка.

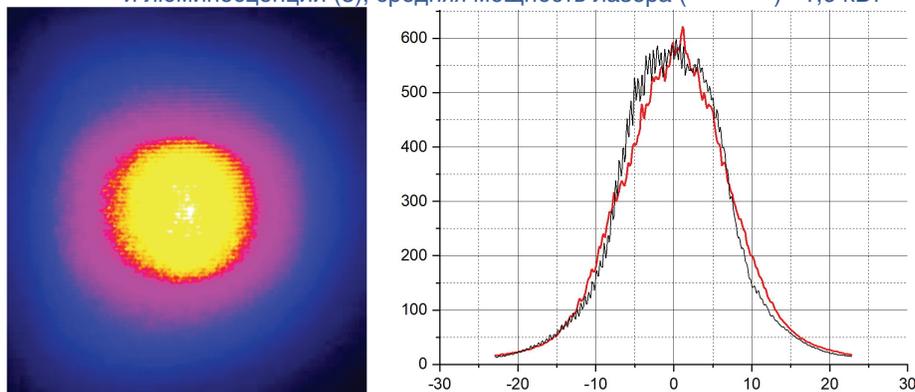
В 2022 году был создан и испытан экспериментальный образец прокачного жидкостного лазера с диодной накачкой непрерывного действия с рекордными на сегодняшний день характеристиками для таких систем.



Общий вид лазера



Временные зависимости: мощности накачки (1), лазерного излучения (2) и люминесценции (3); средняя мощность лазера (- - - -) ~1,6 кВт



Радиальное распределение интенсивности лазерного излучения в дальней зоне: расстояние до лазера 10 м; угол расходимости ~ 2 мрад

В лазере использовалась жидкая активная среда на основе бинарного апротонного растворителя, активированная ионами Nd^{3+} , а для получения эффективной генерации в течение длительного времени реализована схема с поперечной к оси лазера оптической накачкой и поперечной прокачкой жидкой лазерно-активной среды.

Результаты испытаний лазера показали, что в течение действия импульса накачки протекает согласованная с ней генерация лазерного излучения продолжительностью больше пяти секунд со средней мощностью 1,56 кВт при угле расходимости $\sim 2 \cdot 10^{-3}$ рад. Таким образом, эффективность преобразования энергии «свет в свет» составила около 18 %.

На основе полученных расчетно-экспериментальных данных были обоснованы режимы работы лазера, при которых эффективность преобразования энергии «свет в свет» может быть увеличена до 30 %, а расходимость выходного лазерного излучения может быть получена на уровне не хуже 10^{-4} рад (диаметр пучка не более 10 мм, коэффициент распространения пучка M^2 не более 1,5). Кроме того, найден способ оптимизации системы накачки жидкостного лазера с целью уменьшения объемной неравномерности энерговклада в 1,5 раза и более, что в конечном счете также должно увеличить эффективность работы жидкостного лазера и улучшить качество выходного излучения.

*И. А. Денежкин, Ю. А. Дюжов, О. Ф. Кухарчук, Е. А. Серегина,
В. Н. Смольский, А. А. Суворов, Г. В. Тихонов*

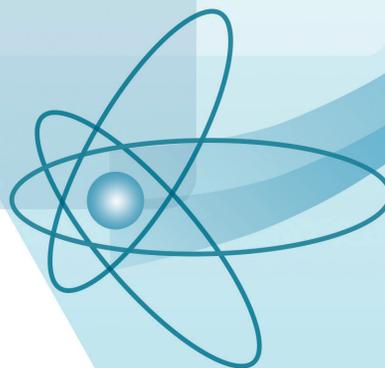
КАДРОВЫЙ ПОТЕНЦИАЛ

РАЗДЕЛ

18



2022



КАДРОВЫЙ ПОТЕНЦИАЛ

УСТОЙЧИВОЕ РАЗВИТИЕ

Ключевым приоритетом АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является безопасность технологических решений, условий труда и окружающей среды. Развивая свою деятельность, Институт ориентируется на обеспечение задач долгосрочного и устойчивого развития. Кроме того, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проводит социально ориентированную политику, отвечающую потребностям как работников Института, так и жителей города Обнинска. Социальная ответственность — это один из значимых аспектов «устойчивости» деятельности Института, обеспечивающих безопасность производственных процессов, условий труда, сохранения жизни и здоровья работников, развитие человеческого потенциала. В социальной сфере АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» реализует проекты, направленные на повышение качества жизни работников и членов их семей, оказывает содействие стабильному развитию Калужского региона и росту благосостояния населения Обнинска.

Ключевые проекты в области социальной устойчивости

- Школа развития «УМНОЕ СЕРДЦЕ»

«Умное сердце» — это проект по вовлечению школьников и детей дошкольного возраста в атомную науку. Проект формировался на протяжении более 20 лет на базе опыта, наработок и материалов, накопленных в Музее АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Музейном клубе, созданном для работы с общественностью, на основе опыта работы методологического семинара по системному проектированию, ТРИЗу (теория решения изобретательских задач).



Основные работы по проекту ведутся сотрудниками музейной группы АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и участниками Музейного клуба, созданного дирекцией института для поддержки музейного проекта (ветераны атомной отрасли, краеведы, учителя, студенты и школьники, ветераны подводного флота, молодые ученые (СМУС и МОЛКОМ ФЭИ), СМУС ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Профком ФЭИ). Проект многоступенчатый, охватывает все возрастные

категории. Рассчитан на дошкольников 3–7 лет, школьников 1–11 классов, студентов, молодых ученых и специалистов, ветеранов отрасли.

- Историко-экологический субботник

Субботник проходит ежегодно между 9 мая и 26 июня — важнейшими датами физического и энергетического пуска Первой в мире АЭС. Это мероприятие объединяет ветеранов, сотрудников АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», их детей и внуков, а также юных ученых — воспитанников школы развития «Умное сердце». Каждому участнику находится дело по душе. Взрослые выпиливают подлесок и моют окна, а дети рисуют, играют, сажают цветы в клумбе «Умное сердце».



- «Курчатовские чтения»

Научно-популярное мероприятие для школьников из Северной агломерации Калужской области — лауреатов научных конференций и победителей олимпиад. Региональные обнинские «Курчатовские чтения» для старшеклассников проходят ежегодно, начиная с 2019 года. Школьников знакомят с уникальными фактами ядерной физики, историей мирного атома и зарождением советского атомного проекта.



- «Школьник Росатома. Собери портфель пятерок»

Данная программа направлена на выявление и признание учебных достижений школьников, чьи родители работают в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и поощрение их высоких

2022

достижений в области образования. Все участники программы по итогам года награждаются дипломами, а занявшие призовые места — ценными подарками. В Институте программа действует с 2016 года.



- «День донора»

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» поддерживает инициативу, объединяющую людей в участии в благотворительной акции по сдаче крови. «День донора» проводится в Институте на регулярной основе. В 2022 году было проведено 3 мероприятия.



Также АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» поддерживает федеральные экологические проекты «БумБаттл» и «Добрые крышечки». Участие в экологических проектах позволяют не только проявить заботу о природе, сдав бумагу и пластиковые крышечки на переработку, но и помочь детям, которым нужна поддержка. Проект «Добрые крышечки» организован совместно с Благотворительным фондом «Волонтеры в помощь детям-сиротам». В 2022 году было собрано 623 кг макулатуры и 18 кг пластиковых крышечек.

КАДРОВЫЙ ПОТЕНЦИАЛ

Кадровый состав

Один из важнейших элементов эффективного управления деятельностью и, один из ключевых приоритетов развития АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», является обеспечение Института квалифицированным персоналом.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» заинтересован в предоставлении равных возможностей различным гендерным и возрастным группам работников.

Численность работников, человек

Показатель	2020 год		2021 год		2022 год	
	муж.	жен.	муж.	жен.	муж.	жен.
Списочная численность, человек	1922		1899		1907	
	1185	737	1173	726	1161	746
Средняя численность, человек	1897		1852		1853	

Учитывая специфику деятельности, а именно наличие работ, относящихся к вредным условиям труда, соотношение мужчин и женщин в среднем составляет 61 % к 39 %.

Численность персонала с разбивкой по уровням должностей, человек

Категория персонала	2020 год		2021 год		2022 год	
	муж.	жен.	муж.	жен.	муж.	жен.
Руководители	261	47	254	47	250	56
Специалисты	608	530	605	525	604	541
Служащие	–	3	–	3	–	2
Рабочие	316	157	314	151	307	147
Всего	1185	737	1173	726	1161	746

Средний возраст работников, лет

2020 год	2021 год	2022 год
52,6	52,0	51,7

Стаж работы в Институте

до 5 лет		доля, %	5 – 10 лет		доля, %	более 10 лет		доля, %
муж.	жен.	23,6	муж.	жен.	24,4	муж.	жен.	52
451 человек			467 человек			989 человек		
287	164		327	140		547	442	

Средний стаж работы в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» составляет более 16 лет.

Обучение

Профессиональное развитие персонала — залог динамичного развития и конкурентное преимущество Института. Большое внимание уделяется адаптации новых сотрудников и передаче им ключевых знаний от опытных наставников с целью ускорения получения от сотрудника результата и сохранения всех важных и ценных знаний в Институте. Работники Института также активно участвуют в программах развития корпоративных компетенций и управленческих навыков.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует комплексная система оценки, адаптации, обучения и развития персонала. По результатам ежегодной оценки персонала и с учетом планов развития Института и повышения производительности труда составляются индивидуальные планы развития работников, которые включают в себя, в том числе обучающие мероприятия, оплачиваемые Институтom: профессиональная переподготовка и курсы повышения квалификации, тематические семинары, конференции, форумы, круглые столы. Для высокопотенциальных работников действуют программы развития навыков личной эффективности, управленческих компетенций — кадровые резервы различного уровня.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» обеспечивает повышение квалификации и развитие работников, согласно сформированному плану обучения персонала на отчетный период. Так, в 2022 году прошли обучение и повысили квалификацию 1013 работников, 3 специалиста защитили кандидатскую диссертацию.

В 2022 году были организованы мероприятия по повышению квалификации персонала по таким программам как «Оценка соответствия продукции в форме приемки», «Стандартизация оборонной продукции», «Обеспечение безопасности при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии в оборонных целях (для ядерных энергетических установок военного назначения)», «Управленческий кадровый резерв «Индустрия 4.0. Успешные изменения. Проектное мышление», «Ситуационное руководство» и др. Это позволило работникам приобрести новые знания для участия в научных и производственных работах, расширить имеющиеся компетенции.

Для решения задач по сохранению квалифицированного персонала, омоложению коллектива в Институте реализуются следующие мероприятия:

- заключены договоры о целевой подготовке кадров для организаций с образовательными учреждениями высшего образования;
- для подготовки кадров высшей квалификации в организации действует аспирантура, организована подготовка к сдаче кандидатских экзаменов, проводятся семинары, вебинары по подготовке и написанию диссертационных работ,
- реализуются программы преемственности, наставничества/менторинга;
- действует программа практик и стажировок для студентов среднего профессионального и высшего образования.

Количество стажеров и практикантов, человек

2020 год	2021 год	2022 год
43	178	192

Условия и организация труда

В целях повышения мотивации работников Института на достижение высоких результатов труда, а также обеспечения соблюдения трудового законодательства Российской Федерации в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует Положение об оплате труда

работников, позволяющее устанавливать равную оплату труда для работников, занимающих сопоставимые по ценности для Института должности.

Кроме того, действует Отраслевое соглашение по атомной энергетике, промышленности и науки на 2019 – 2022 годы, 2023 – 2025 годы между Госкорпорацией «Росатом», Общероссийским отраслевым объединением работодателей «Союз работодателей атомной промышленности, энергетики и науки России» и Российским профессиональным союзом в атомной энергетике и промышленности, регулирующее общие принципы социально-трудовых отношений в атомной отрасли, включая взаимные обязательства сторон по вопросам оплаты труда, условий и охраны труда, режимов труда и отдыха, социальных гарантий, льгот и компенсаций для работников.

Также в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует Коллективный договор, условия которого распространяются на всех работников Института.

Одна из целей АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» — это формирование такого социального пакета, который бы повышал уверенность работников в завтрашнем дне. В связи с этим в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» реализуется социальный пакет для всех работников Института, который включает в себя:

- добровольное медицинское страхование;
- жилищную программу;
- санаторно-курортное лечение и отдых для работников и их детей;
- организацию питания работников;
- оказание материальной помощи в различных жизненных ситуациях;
- организацию культурно-массовых и спортивных мероприятий;
- поддержку ветеранов и пенсионеров отрасли.

Программа оказания помощи в улучшении жилищных условий и реализуется в следующих формах:

- компенсация части расходов на возмещение процентной ставки по кредиту;
- выдача целевого займа на первоначальный взнос по ипотечному кредиту, предоставляемому банком, работникам научно-исследовательских подразделений;
- частичная компенсация (до 90 %) стоимости аренды жилья для молодых работников, не имеющих собственного жилья в регионе работодателя.

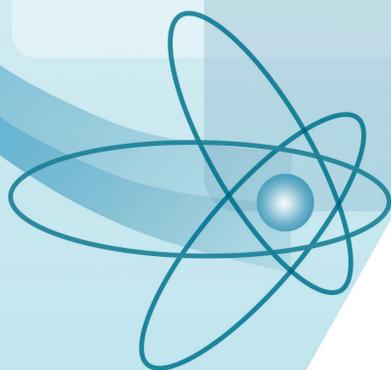
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» уделяет особое внимание вопросу организации спортивных и культурно-массовых мероприятий: участие в спартакиадах различного уровня, туристические слеты, проводятся торжественные мероприятия, приуроченные к знаменательным датам.

Также в Институте эффективно реализуется система нематериальной мотивации персонала. Составными частями данной системы являются благодарности, почетные грамоты руководства организации и Госкорпорации «Росатом», награждение нагрудными знаками отличия. Важным инструментом стимулирования является представление наиболее отличившихся работников к государственным и правительственным наградам. Кроме того, работники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» ежегодно участвуют во внутриинститутских, городских, отраслевых и научных конкурсах признания заслуг («Конкурс молодых ученых им. А. И. Лейпунского», «Конкурс на соискание награды Калужской области «Почетный знак им. Е. Р. Дашковой», «Человек года», «Лучшие по ценностям», «Лучшие профессиональные практики в отрасли» и др.).

В Институте осуществляется поддержка неработающих пенсионеров: работает совет ветеранов, проводятся социально-культурные мероприятия для работников данной категории, ветераны организации участвуют в мероприятиях, приуроченных к праздничным датам.

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ, ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

19 РАЗДЕЛ



2022

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ, ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Управление интеллектуальной собственностью и научно-техническая деятельность АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Ключевыми задачами в области управления интеллектуальной собственностью АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является коммерциализация, т. е. вовлечение в хозяйственный оборот результатов интеллектуальной деятельности (РИД) и повышение научно-технического потенциала института.

Сводная информация о создании и оформлении результатов интеллектуальной деятельности гражданского назначения в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» за 12 месяцев 2022 г.

№	Показатель	Количество, шт.
1	Поданные заявки на государственную регистрацию программ для ЭВМ	2
2	Оформленные секреты производства (ноу-хау)	11+19*=30
3	Полученные патенты на изобретения РФ	9
4	Полученные патенты на полезные модели РФ	1*
5	Полученные свидетельства о государственной регистрации программ для ЭВМ	2+9*=11
6	Полученные свидетельства о государственной регистрации баз данных	2*
7	Полученные патенты иностранных государств	5
8	Созданные РИД (НТД) [1]	264
9	Полученные РИД по лицензии [3]	2
10	Выданные РИД по лицензии [3]	4
11	Количество ноу-хау, поддерживаемых на конец отчетного периода нарастающим итогом [2] (право АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)	73
12	Количество РИД (НТД) [1], созданных в организации на конец отчетного периода нарастающим итогом [2] (приведена информация об опубликованных РИД с 01.01.2014 года по настоящее время)	3172
13	Число ПЭВМ, поддерживаемых на конец отчетного периода нарастающим итогом [2]	82
14	Число БД, поддерживаемых на конец отчетного периода нарастающим итогом [2]	6
15	Число патентов РФ, поддерживаемых на конец отчетного периода нарастающим итогом [2]	122+10*=132
16	Принятые на учет НМА	11

* Правообладателем/патентообладателем является иное лицо по условиям договора (госконтракта)

- [1] В соответствии с Типовым отраслевым порядком, обращения с научно-технической документацией, создаваемой в ходе выполнения НИОКР по заказу Госкорпорации «Росатом», утвержденным приказом Госкорпорации «Росатом» от 31.12.2013 №1/1486-П.
- [2] Общее количество, существующих в организации.
- [3] За исключением общеупотребительного программного обеспечения, используемого в обычной деятельности организации.

В 2022 году заявки на изобретения и полезные модели не подавались (согласно приказам Госкорпорации «Росатом»).

Деятельность Научно-технического совета АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Научно-технический совет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является постоянно действующим консультативным и совещательным органом, созданным в целях научно-методического, информационно-аналитического и экспертного обеспечения деятельности института.

В 2022 году было проведено 33 заседания НТС и Президиума НТС АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Темы проводимых совещаний можно разделить на три основных направления:

- рассмотрение заявок, обсуждение и утверждение отчетных материалов проектов Единого отраслевого тематического плана;
- оценка материалов к представлению на конкурсы и награды различного уровня;
- выдвижение кандидатов на награждение и соискание премий.

Старт деятельности научно-технического совета АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2022 году был дан заседанием НТС, посвященным 60-летию физического пуска БФС-1.

В конференц-залах Главного корпуса и Здания 607 сотрудники, ветераны комплекса БФС поговорили о развитии стендовой базы, о возрастающей востребованности проводимых исследований не только в России, но и в зарубежных странах. Столь высокий интерес к работе экспериментальных стендов — лучшая награда первопроходцам и тем, кто активно продолжает начатое более полусотни лет назад.

Старожилы критических стендов БФС Владимир Георгиевич Двухшерстнов и Геннадий Михайлович Михайлов рассказали собравшимся об истории комплекса с 1961 по 2021 гг., о направлениях исследований и основных результатах работы.



В торжественной части заседания состоялась церемония награждения сотрудников института, внесших большой личный вклад в развитие атомной отрасли и за значительные успехи в профессиональной деятельности.

Уже традиционно одно из заседаний НТС было посвящено рассмотрению материалов работ молодых ученых АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», представленных на конкурс им. А. И. Лейпунского.

На конкурс было представлено 11 работ. Премии присуждались по двум направлениям: Открытые и Закрытые публикации. В результате голосованием были присуждены следующие премии по направлению «Открытые публикации»:

Первую премию присудили:

- Сутягиной Руслане Олеговне за цикл работ на тему «Усовершенствование методов очистки реакторного натрия».

Вторую премию присудили коллективу:

- Пановой Дарье Владимировне, Дьяченко Яне Викторовне и Соколу Тарасу Павловичу за цикл работ на тему «Разработка интерактивной системы использования ядерных данных (ИСИДА)».

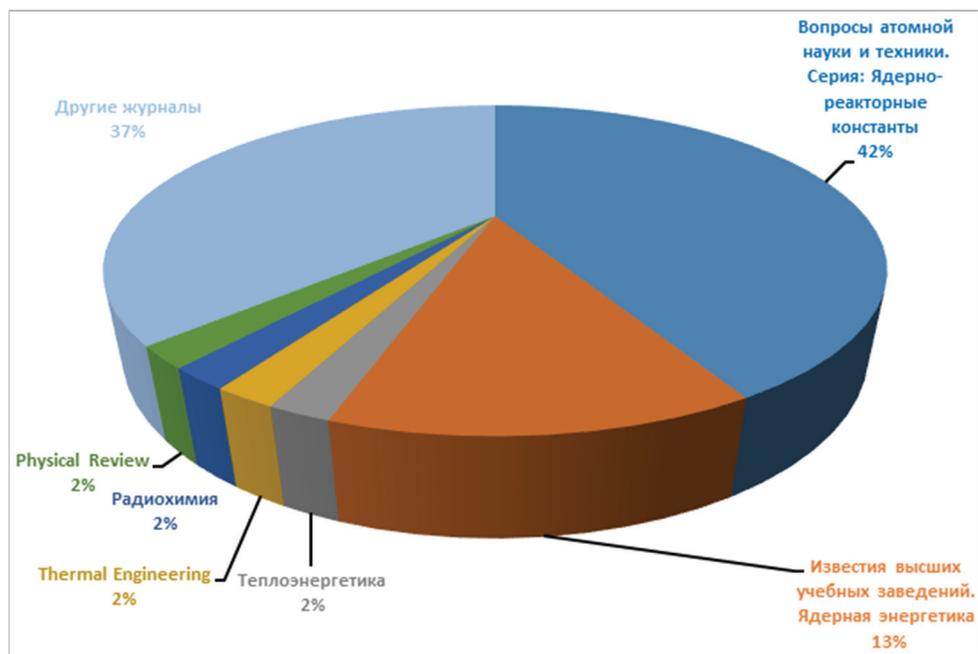
Третью премию присудили:

- Лотову Валерию Станиславовичу за цикл работ на тему «Разработка эталона термодинамической активности кислорода для поверки датчиков в расплаве свинца и свинца-висмута».



Публикационная активность

Любая научная деятельность оценивается не только качеством выпущенных отчетов, которые передаются заказчикам, но и опубликованными результатами работ в открытых источниках. Несмотря на тот факт, что возможность публикации результатов российских исследователей в зарубежных журналах в настоящее время ограничена, публикационная активность сотрудников института не прекращается. В 2022 году сотрудники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» опубликовали 120 статей в российских и международных журналах, что отражено в национальной библиографической базе данных научного цитирования РИНЦ. Наибольшее количество публикаций представлено в журнале ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ, серия: Ядерно-реакторные константы, который издается в институте.



ИЗБРАННЫЕ ТРУДЫ ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ИНСТИТУТА



В отчетном году вышла в свет книга «Избранные труды Физико-энергетического института», адресованная научным работникам, инженерам, специалистам ядерно-энергетического комплекса. В нее включены статьи ведущих ученых ФЭИ — современного научного центра, исполняющего функции научного руководителя, исполнителя работ, разработчика новых технологий и генератора знаний в сфере исследований и разработок в области использования ядерной энергии в интересах общества. Сборник посвящен 75-летию со дня основания института. Книга отражает спектр работ института в настоящее время. Отражение это не полное, так как редакционная коллегия ставила перед собой задачу отобрать наиболее интересные статьи, а не представить разные направления. В сборник вошли публикации по ряду тематик: фундаментальные исследования, ядерные реакторы, ядерная медицина и радиохимия, теплофизика, вывод из эксплуатации.

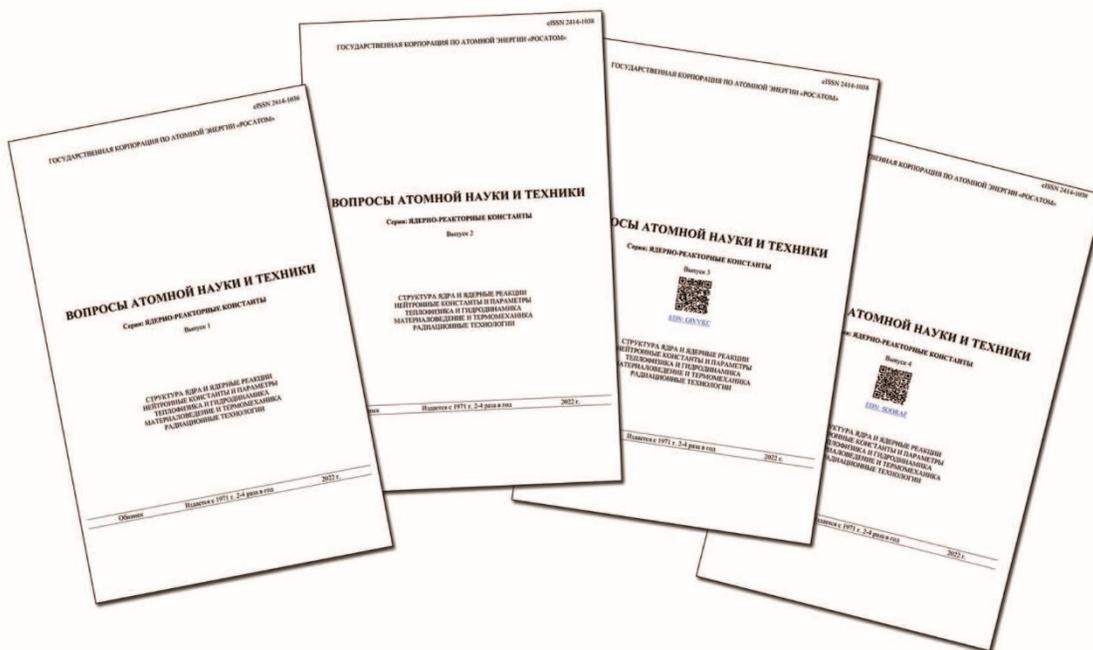
Нельзя пропустить еще одно важное событие в жизни института — 75-летие научно-технической библиотеки АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Почти ровесница института, библиотека успешно обеспечивает сохранность и доступность научной информации для сотрудников. Сегодня бережно собранный фонд насчитывает около 300 тыс. единиц хранения.

ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» является учредителем и издателем журнала «ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. Серия: Ядерно-реакторные константы».

Это регулярное научно-практическое издание, посвященное вопросам создания перспективных ядерно-энергетических установок, экспериментальным исследованиям в области ядерной физики, проблемам теплофизики, гидродинамики ЯЭУ, радиационным технологиям.

Основным языком издания является русский, дополнительный язык — английский (название, сведения об авторах, аннотация, ключевые слова, литература). Все статьи, публикуемые в журнале, проходят рецензирование учеными, имеющими высокий международный авторитет в данной области науки. Журнал «ВАНТ, серия: Ядерно-реакторные константы» включен в систему Российского индекса научного цитирования (РИНЦ) и доступен на сайте научной электронной библиотеки eLIBRARY.RU.



Важным для будущих кандидатов и докторов наук является то, что журнал ВАНТ, серия «Ядерно-реакторные константы» включен в Перечень ВАК рецензируемых научных изданий.

Журнал издается в электронной форме с периодичностью четыре номера в год и является расширенным продолжением печатного сборника «ВАНТ. Ядерные константы» (ISSN 0207-3668), издававшегося с 1971 года. Отдельные номера и статьи данного журнала доступны на сайте Международного агентства по атомной энергии. Электронный адрес журнала <https://vant.ippe.ru>.

В 2022 году в журнале вышло 4 выпуска, в которых было опубликовано 80 научных статей.

2022

Рубрики журнала

Нейтронные
константы и
параметрыТеплофизика и
гидродинамикаМатериаловедение
и термомеханикаРадиационные
технологииСтруктура ядра и
ядерные реакции

ОБРАЗОВАТЕЛЬНАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

В институте ведется обучение по двум направлениям, согласно лицензиям на осуществление образовательной деятельности:

- Аспирантура АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»;
- Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов (УМЦУК).



Аспирантура АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Аспирантура является основной формой подготовки научных кадров высшей квалификации, действует на основании лицензии на осуществление образовательной деятельности серия 90Л01 № 008461, выданной Федеральной службой по надзору в сфере образования и науки Министерства образования и науки РФ 1 июня 2015 года (рег. № 1463), и в соответствии с Федеральным законом от 29 декабря 2012 г. № 273-ФЗ «Об образовании в Российской Федерации». В связи с принятием Минобрнаукой России новой

номенклатуры научных специальностей, по которым присуждаются ученые степени, 05.05.2022 года лицензия была переоформлена распоряжением Рособнадзора.

К освоению программ аспирантуры допускаются лица, имеющие образование не ниже высшего (специалитет или магистратура).

Обучение в аспирантуре осуществляется по следующим **научным специальностям**:

- 1.2.2 — Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ;
- 1.3.2 — Приборы и методы экспериментальной физики;
- 2.4.9 — Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность;
- 2.3.3 — Автоматизация и управление технологическими процессами и производствами.

В среднем в год в аспирантуру института принимаются 5 – 7 молодых специалистов, как сотрудников АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», так и сотрудников других институтов.

Статистика деятельности аспирантуры за период 2020 – 2022 годы

Учебный год	2020	2021	2022
Общая численность аспирантов в учебном году	17	21	23
Численность защитивших кандидатские диссертационные работы	1	1	3

В 2022 отчетном году сотрудниками АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» было защищено 3 кандидатские диссертации:

Лямцевым Иваном Александровичем в диссертационном совете НИЯУ МИФИ по специальности 05.14.03 — Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации. Тема диссертации: «Развитие метода расчета радиационной защиты на основе комбинирования детерминистического и стохастического методов и его применение к расчету защиты ЯЭУ».

Гремячкиным Дмитрием Евгеньевичем в диссертационном совете ОИЯИ по специальности 01.04.01 — Приборы и методы экспериментальной физики. Тема диссертации: «Методы измерения характеристик запаздывающих нейтронов и верификации ядерно-физических данных».

Подкопаевым Антоном Викторовичем в диссертационном совете НИЯУ МИФИ по специальности 01.04.21 — Лазерная физика. Тема диссертации: «Излучательные характеристики активных сред эксимерных лазеров на основе газовых смесей Ar-Xe-CCl4 и Ar-Xe-C2HBrClF3 при возбуждении пучком электронов и осколками деления ²³⁵U».

Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов

В 2022 году продолжил активную деятельность по краткосрочному повышению квалификации специалистов отрасли в области учета и контроля ядерных материалов Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов. В отчетном году в УМЦУК прошли обучение 321 руководитель и специалист, выполняющих работы с ядерными материалами (ЯМ).

Для проведения практических занятий в аудиториях были подготовлены рабочие места, оснащенные компьютерами со специализированным ПО, моделями учетных единиц ЯМ, различными типами пломб и штрих-кодовым оборудованием для демонстрации и обучения проведению физической инвентаризации ЯМ. Курсы по неразрушающему контролю ЯМ были проведены в лаборатории методов и средств неразрушающего контроля ядерных материалов.



Для курсов была проведена подготовка образцов ядерных материалов из урана и плутония, моделей технологического оборудования, выполнена подготовка к работе и тестирование измерительных гамма-спектрометрических установок образцовыми источниками гамма-излучения и стандартными образцами изотопного состава и массы урана и плутония.

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Несмотря на сложную обстановку в мире, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» не прекращает взаимодействие с зарубежными партнерами и заказчиками, среди которых такие компании, как Китайская корпорация высокотехнологического оборудования Цзююань Лимитед, (СJYНTECL) (Китай), Корейский исследовательский институт атомной энергии (КАЕРИ) Республика Корея, Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны» Национальной академии наук Беларуси (научное учреждение «ОИЭЯИ — Сосны») Республика Беларусь. В отчетном году работы велись по пяти зарубежным контрактам.

В 2022 году велась разработка методик и поставка комплекта оборудования для Химической лаборатории реакторного комплекса ЦЯИТ в Боливии и создание Комплекса по производству медицинских изотопов в г. Мьяньян (КНР) для производства изотопов по технологиям АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», переданных по лицензионному соглашению.

Традиционными для института являются работы по анализу условий экспорта российских быстрых реакторов и предоставление сервисных услуг замкнутого ЯТЦ другим странам, включая поставку свежего топлива и обращение с отработавшим топливом для тепловых и быстрых реакторов и работы по обеспечению российского участия в проекте МАГАТЭ по инновационным реакторам и топливным циклам ИНПРО.

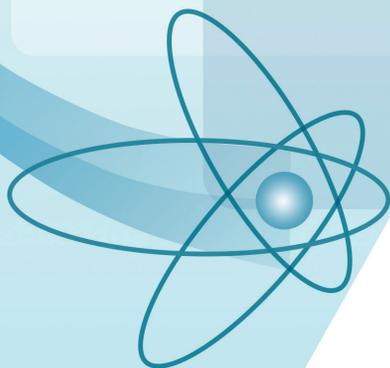
Отдельно стоит обратить внимание на работы в рамках Международного форума «Поколение IV». АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является ответственной организацией по исполнению Рамочного соглашения о сотрудничестве по научно-исследовательским и опытно-конструкторским работам для ядерно-энергетических систем поколения IV Международного форума «Поколение IV», а также по взаимодействию с Комитетом по ядерной науке Агентства по ядерной энергии ОЭСР в части ядерно-энергетических систем поколения IV. В отчетном году специалисты АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» принимали активное участие в совещаниях рабочих групп и Управляющих советов МФП по разным тематическим направлениям, связанным с исследованиями шести ядерных систем: быстрый натриевый реактор (РБН), сверхвысокотемпературный газовый реактор (СВТГР), сверхкритический водяной реактор (СКВР), быстрый газовый реактор (БГР), свинцовый быстрый реактор (СБР), жидкосолевой реактор (ЖСР), а также в деятельности рабочих и экспертных групп Комитета по ядерной науке АЯЭ ОЭСР.

Сотрудники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» принимали участие в нескольких международных конференциях:

- Международная конференция по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам «Устойчивая, экологически чистая энергия для будущего» (FR22);
- Международная конференция «Состояние и перспективы развития инфраструктуры обеспечения ВЭ ЯРОО, обращения с РАО, ОЯТ и промышленными отходами в государствах — участниках СНГ»;
- Международный военно-технический форум «Армия – 2022»;
- Международная научно-практическая конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга – 2022»;
- Международная научно-практическая конференция «Будущее атомной энергетики — AtomFuture 2022»;
- Международная выставка «Здравоохранение».

Кроме того, в 2022 году в рамках экскурсий на Первую в мире АЭС и технических туров на экспериментальные установки АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», посетили 29 иностранных делегаций: 268 иностранных специалистов (иностранцы студенты российских вузов из Египта, Ирана, КНР, Иордании, Камбоджи, Боливии, Республики Беларусь, Замбии, Индонезии, Республики Казахстан, Сербии, Таджикистана, Уганды, Узбекистана, Эквадора, Вьетнама, Туркменистана, Бразилии, Нигерии, ЮАР, специалисты организаций Монголии, Бангладеш, Республики Беларусь, Республики Корея, Мьянмы, Турции).

20 РАЗДЕЛ



2022

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ

ИТОГОВЫЙ ДОКУМЕНТ

31-й Всероссийской научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» («Нейтроника-2022»)

31-я Всероссийская научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» («Нейтроника-2022») состоялась 31.05 – 02.06 2022 года в очном формате в г. Обнинске и была приурочена к 60-летию физического пуска БФС-1.

Учредители конференции:

- Госкорпорация «Росатом»
- АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»
- Отечественное Ядерное общество

Основные направления работы конференции:

- Двухкомпонентная атомная энергетика, топливный цикл и перспективные ядерные установки.
- Анализ интегральных и реакторных экспериментов, базы данных, бенчмарк-модели.
- Ядерная и радиационная безопасность объектов атомной отрасли.
- Нейтронная кинетика и нестационарные процессы.
- Численные методы, алгоритмы и программы нейтронно-физических расчетов.
- Константы для нейтронно-физических расчетов.
- Молодежное научно-историческое направление.

Всего в конференции приняли участие 148 участников из 23 ведущих российских предприятий отрасли, отраслевых вузовских и академических организаций России. Участниками конференции было представлено 90 докладов по основным направлениям работы конференции, из них 30 докладов представлено на молодежной секции.

Впервые при поддержке Музея мировой атомной энергетики (проект Отечественного Ядерного общества) с целью вовлечения молодежи в историю отечественной атомной науки и техники, а также достижений нашей атомной отрасли была проведена молодежная научно-историческая секция. Историческая часть секции открылась докладом об истории создания и развития БФС-1. Научная часть содержала не только выступления, но и был проведен конкурс работ молодых специалистов. Места распределились следующим образом:

1 место:

Метелева Юлия Васильевна, АО «ИРМ «Разработка тестовых задач активной зоны исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М для нейтронно-физических расчетов»;

2 место:

Панова Дарья Владимировна, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», «Разработка интерактивной системы использования ядерных данных (ИСИДА)»;

Мишин Вячеслав Александрович, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», «Опыт сопровождения реактора БН-800 при переходе на полную загрузку МОКС-топливом»;

3 место:

Дзугкоева Элина Маратовна, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», «Расчетное сопровождение экспериментов, проводимых на быстрых реакторах типа БН»;

Жуков Василий Дмитриевич, НИЦ «Курчатовский институт», «Погрешность переработки данных по рассеянию тепловых нейтронов»;

Долженков Евгений Александрович, ИБРАЭ РАН, «Модель нуклидной кинетики для расчета тяжелых аварий».--

Победители были отмечены наградами и призами Оргкомитета.

Участники конференции отмечают высокий уровень организации мероприятия, ценность конференции как органа научного общения с целью сохранения и развития отечественной школы нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов и защиты от ионизирующих излучений, важное значение конференции по координации работ по развитию методов, алгоритмов и программ; развитию методологии верификации и валидации программных продуктов и ядерно-технологических данных.

Конференция выделила следующие приоритетные направления развития фундаментальных основ реакторной физики, программного, константного обеспечения:

1. В области константного обеспечения:

– сохранение и поддержание баз данных реакторных констант;

– верификация (валидация) баз данных реакторных констант, их отраслевая сертификация;

– оценка погрешностей реакторных констант;

2. В области программного обеспечения:

– развитие и широкое внедрение в практику расчетов прецизионных кодов;

– развитие систем оценки погрешностей расчета нейтронно-физических характеристик ЯЭУ;

– развитие кодов динамического нейтронно-физического расчета ядерных реакторов различного типа с учетом обратных связей;

3. В области реакторно-физического эксперимента и поддержки процедур верификации реакторных констант и кодов нейтронно-физического расчета:

– оценка экспериментов на критических стендах и энергетических реакторах, выполненных на предыдущих этапах развития реакторных технологий;

– сохранение экспериментальных методик, передача опыта новому поколению физиков-экспериментаторов;

Решение конференции:

- Провести 32-ю Всероссийскую научно-техническую конференцию «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» («Нейтроника-2024») 28 – 31 мая 2024 г. в очном формате в г. Обнинске, на базе МП «Дом ученых».
- Направить в адреса руководителей предприятий, чьи молодые специалисты стали победителями в конкурсе молодых ученых, благодарственные письма.
- Направить работы конференции в редакцию журнала ВАНТ, серия «Ядерно-реакторные константы».



2022



ДОМ УЧЕНЫХ



Научно-техническая конференция «Теплофизика реакторов нового поколения, (Теплофизика – 2022)» 14–16 сентября 2022 г.

В традиционной 43-й научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2022)» приняли участие 144 ученых и специалистов из 23 организаций и предприятий Госкорпорации «Росатом», Министерства образования и науки Российской Федерации, Российской академии наук и других ведомств Российской Федерации. Участниками конференции сделаны 13 докладов на пленарных заседаниях, на заседаниях 7 секций — 77 докладов.

В докладах конференции заседаниях представлены результаты экспериментальных и расчетно-теоретических исследований, отражающие современное состояние работ, проблемы и задачи исследований, связанных с научно-техническим обоснованием реакторов на тепловых и быстрых нейтронах нового поколения по широкому спектру теплофизических проблем в области гидродинамики, теплообмена в контурах и различных узлах оборудования установок, их безопасности, физической химии и технологии жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ) по следующим направлениям:

- физическая химия и технология жидкометаллических теплоносителей;
- гидродинамика и теплообмен в реакторных установках с жидкометаллическими теплоносителями;
- экспериментальные и расчетные исследования в обоснование технологии жидкометаллических теплоносителей быстрых реакторов;
- тепломассообмен, магнитная гидродинамика, вибрации и акустика в энергетических установках.

На специальных заседаниях рассмотрены результаты разработки и испытаний датчиков, различных систем контроля и оборудования для РУ, разработки и верификации теплофизических кодов ЛОГОС, FLOWVISION, ETHARINUS, RELAP5/Mod3.4, КОРСАР (V3.038.002), КОРСАР/ГП), использование технологий ядерной энергетики в других отраслях, в том числе получения высокотемпературной стали с использованием термитных реакций и т.д.

В рамках пленарного заседания конференции проведена дискуссия по технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей, в которой приняла участие большая группа ведущих специалистов-теплофизиков.

В конференции приняло участие большое число молодых ученых-теплофизиков из различных организаций, сделавших свыше 20 докладов на заседаниях конференции. Победители конкурса научных работ молодых ученых-докладчиков решением программного комитета конференции отмечены дипломами и памятным подарками.

Участники отметили в качестве приоритетных направлений исследований: исследования в обоснование активных зон и оборудования реакторных установок нового поколения с охлаждением водой и ЖМТ, разработка средств технологии жидкометаллических теплоносителей, разработка и верификация методов расчета и кодов

теплогидравлического расчета для обоснования характеристик и безопасности ЯЭУ нового поколения.

В качестве рекомендаций: продолжить проведение работ по модернизации и развитию внереакторной стендовой базы для выполнения исследований по обоснованию проектов и безопасности ядерных реакторов нового поколения, включая приобретение необходимого оборудования, приборов и средств автоматизации экспериментов; подготовить курс лекций по вопросам теплофизики ЯЭУ, охлаждаемых водой и жидкометаллическими теплоносителями; направить доклады, сделанные участниками конференции, для публикации в редакцию журнала «ВАНТ. Секция: Ядерно-реакторные константы». Поддерживать практику проведения на базе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» научно-технических конференций по теплофизике реакторов нового поколения.

Мероприятия и знаковые события при участии АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2022 году

В преддверии Дня российской науки в Администрации города Обнинска губернатор Калужской области Владислав Шапша вручил Почетные грамоты и Благодарности ученым Калужской области, в том числе работникам АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Поздравляя ученых с профессиональным праздником, губернатор отметил, что Обнинск по праву носит гордое звание Первого наукограда России, в нем уделяется большое внимание развитию науки. Достижениями и результатами научной деятельности обнинских ученых гордится Калужская область.

10 марта в Медицинском радиологическом научном центре им. А.Ф. Цыба в Обнинске провели уникальную процедуру лечения хронического синовита коленного сустава с применением препарата на основе рения-188 (^{188}Re). Радиоизотоп разработан и произведен учеными АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» при сотрудничестве с НМИЦ радиологии Минздрава России и ФМБА России.

В конце марта 2022 года в Обнинске на базе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» прошел второй форум-диалог «День безопасности». Руководители отрасли и организаций научного блока обсудили актуальные вопросы обеспечения безопасных условий труда, а также определили ключевые направления развития культуры безопасности на предприятиях. По итогам совещания участники приняли ряд решений для интеграции на предприятиях научного дивизиона.

Технический тур на объекты Физико-энергетического института прошел 1 апреля для специалистов научно-исследовательского института «ЛУЧ» (НИИ НПО «ЛУЧ», Подольск, Московская область, входит в научный дивизион Госкорпорации «Росатом» – АО «Наука и инновации»). Гости побывали на научных объектах АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», познакомились с его новейшими разработками, а также историей создания и научно-исследовательской деятельностью Первой в мире АЭС. Участники текстура отметили, что визит был не только интересным, но и полезным для более глубокого понимания производственных процессов, а также задач и перспектив развития сотрудничества предприятий научного дивизиона «Росатома».

Традиционные межшкольные дебаты «Атомная энергетика «За» и «Против» прошли 7 апреля на базе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Мероприятие проводилось на площадке Первой в мире АЭС в рамках Международного года фундаментальных наук.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» провел технический тур для студентов саровского филиала МГУ им. М.В. Ломоносова. Во время визита будущие ученые узнали о деятельности АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» — градообразующего предприятия Обнинска, посетили музей института и Первую в мире АЭС, в том числе экспозицию отраслевого мемориального комплекса, познакомились с историей создания станции и зарождения советского атомного проекта.

В апреле представители АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» приняли участие в дистанционном формате Международной конференции Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) «Быстрые реакторы и связанные с ними топливные циклы: устойчивая чистая энергия будущего (FR-22)», посвященной развитию технологии ядерных реакторов на быстрых нейтронах.

Торжественное мероприятие, посвященное 20-летию останова Первой в мире АЭС, прошло в Обнинске 29 апреля 2022 года на пульте управления атомной станции. В нем приняли участие работники и ветераны Первой АЭС, руководство предприятия, воспитанники «Детского сада Курчатова». Почетным гостем мероприятия стал участник пуска и останова станции Лев Кочетков.

Решения актуальных научно-технических задач в области нейтронной физики ядерных установок обсудили в мае 2022 года на конференции по быстрой тематике «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетике» — «Нейтроника–2022». Мероприятие приурочено к 60-летию физического пуска критического стэнда БФС-1.

Одним из событий цикла мероприятий, посвященных Дню мирного использования ядерной энергии и 68-й годовщине пуска Первой в мире АЭС, стал историко-экологический субботник в «Доме Курчатова». Цель мероприятия — возродить традиции проведения коллективных субботников, преемственности поколений, воспитывать патриотизм и этику ответственности, а также посвящение в историю легендарного советского атомного проекта.

Открытие единственной в мире Аллеи атомных городов 24 июня 2022 года перед Домом ученых в Обнинске стало одним из ключевых мероприятий, посвященных Дню мирного использования ядерной энергии — праздника, приуроченного к пуску Первой в мире АЭС. На мероприятии присутствовали генеральный директор Госкорпорации «Росатом» Алексей Лихачев, губернатор Калужской области Владислав Шапша, главы и заместители глав городов атомной энергетике и промышленности.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в составе стэнда-экспозиции Госкорпорации «Росатом» на Международной промышленной выставке «Иннопром – 2022» продемонстрировал макет генератора рения W-188/Re-188, применяемого для терапии онкологических заболеваний.

Специалисты АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» стали финалистами программы признания «Человек года Росатома». Победителем в номинации «Научный сотрудник» стал начальник отдела патентной и научно-технической информации АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», доктор технических наук, доцент Валерий Дельнов. Третье место за достижения в номинации «Управление экономикой, финансами и инвестициями» заняла руководитель казначейства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» Валентина Федулова.

Под руководством экспертов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» имени А.И. Лейпунского школьники — участники научно-технологической программы «Большие вызовы» в образовательном центре «Сириус» разрабатывали атомный мобильный источник

энергоснабжения будущего. Команда АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» представляла Госкорпорацию «Росатом» в направлении «Современная энергетика».

Сотрудники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» стали победителями ежегодного городского конкурса «Человек года – 2021». В номинации «Молодежная инициатива» лауреатом конкурса стал кандидат технических наук, заместитель начальника лаборатории АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» эксперт образовательного центра «Сириус» и Малой академии наук «Интеллект будущего», председатель Совета молодых ученых Калужской области Дмитрий Калякин. Начальник отдела патентной и научно-технической информации АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», доктор технических наук, доцент Валерий Дельнов получил знак «Общественное признание» в номинации «Наука».

Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского продемонстрировал на Международном военно-техническом форуме «Армия-2022» инновационную разработку для авиаотрасли и образцы производимой радиоизотопной продукции для ядерной медицины. Экспонаты вошли в объединенную выставочную экспозицию Госкорпорации «Росатом» и стенда «Диверсификация».

Ученые и специалисты организаций и предприятий Госкорпорации «Росатом», Российской академии наук и высших учебных заведений Москвы, Санкт-Петербурга, Подольска, Сарова, Нижнего Новгорода, Соснового Бора, Новосибирска, Нальчика, Севастополя и других городов представили более 95 докладов на завершившейся 16 сентября Научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения» («Теплофизика – 2022»). Мероприятие проходило на площадке АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Первая в мире АЭС открыла двери для жителей и гостей наукограда в День туризма, который отмечается 27 сентября. Первой туристической группе продемонстрировали экспозицию отраслевого мемориального комплекса, рассказали историю создания станции, показали реакторный зал и пульт управления.

В октябре на Первой АЭС состоялась традиционное посвящение в атомщики студентов третьего курса Национального исследовательского университета «МЭИ» (НИУ МЭИ). Мероприятие организовано по инициативе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Технический тур для экспертов в сфере ядерной радиационной безопасности прошел в ноябре на территории АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и был посвящен вопросам вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии и обращения с отработавшим ядерным топливом, повышению открытости и прозрачности реализации мероприятий Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2035 года» (ФЦП ЯРБ-2).

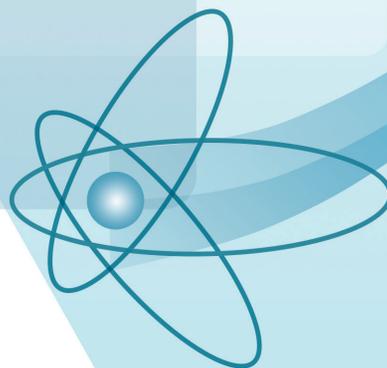
В Физико-энергетическом институте им. А. И. Лейпунского 15 ноября 2022 года состоялся круглый стол, посвященный обсуждению актуальных направлений научно-исследовательской деятельности молодых специалистов, популяризации науки и ее усиливающейся роли в решении экономических задач, а также повестки проведения мероприятий в рамках объявленного Президентом РФ Десятилетия науки и технологий в России.

Делегация Физико-энергетического института имени А. И. Лейпунского во главе с научным руководителем Владимиром Трояновым приняла участие в ежегодном мероприятии Десятилетия науки и технологий — II Конгрессе молодых ученых, который прошел с 1 по 3 декабря 2022 года в Сочи.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ



2022



ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Годовой научный отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» за 2022 год составлен по материалам оформленных результатов интеллектуальной деятельности в виде отчетов о НИР, ОКР и ТР, конструкторской и технологической документации, научных публикаций, докладов на форумах различного уровня, выпущенных в течение 2022 года. По ряду выпущенных отчетных документов имеются контрактные ограничения в части количественных характеристик публикуемой информации. Как правило, в таких случаях количественная и качественная информация представляется в ограниченном виде.

В случае если представленная в годовом научном отчете информация заинтересует потенциальных читателей, но покажется им ограниченной, возможно обратиться к авторам статей за дополнительной информацией, которая будет предоставлена в установленном порядке.

Из широкого спектра выполненных НИОКР заслуживает особого внимания комплекс работ, выполняемых по проекту МБИР. Причиной этого является то, что в настоящее время на завершающей стадии находится комплекс разноплановых работ по проекту, по своим масштабам и задачам не отличающийся от плана НИОКР по любому проекту энергоблока АЭС. АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», как Головная научная организация по проекту, должно за оставшиеся 2,5 года удержать высокий темп выполнения исследований и разработок, вместе с организациями-соисполнителями обеспечить выполнение вероятностного анализа безопасности, завершить НИОКР и испытания отдельных систем, завершить отработку технологий и поставить на производство все составные части активной зоны, включая твэлы, ТВС, рабочие органы СУЗ, завершить разработку АСУТП, обеспечить получение лицензии на эксплуатацию.

Неуклонно увеличиваются объемы выпуска радиоизотопной продукции медицинского назначения. По некоторым видам продукции наблюдается устойчивый рост. В настоящее время выпуск радиоизотопа ^{225}Ac превысил 50 % мирового производства, значительно увеличился выпуск микроисточников на основе ^{125}I .

Приведенные примеры, наряду со спектром описанных в настоящем годовом научном отчете НИОКР, подтверждают, что АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» находится в процессе устойчивого развития и имеет хорошие перспективы в ближне- и среднесрочной перспективе.

Что же касается долгосрочных перспектив, то стратегия развития АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» неотделима от стратегии развития Госкорпорации «Росатом».

Вместе мы сильнее!

В. М. Троянов

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

- АКНП — аппаратура контроля нейтронного потока
АР — автоматический регулятор
АСММ — атомные станции малой мощности
БВ — бассейн выдержки
БЗВ — боковая зона воспроизводства
ВТГР — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
ВРХ — внутриреакторное хранилище
ГКО — газовый компенсационный объем
ГПД — газообразные продукты деления
ГСКГО — системы контроля герметичности оболочек ТВЭЛов по газу
ДАК — датчик активного кислорода
ДЯЭ — двухкомпонентная ядерная энергетика
ЕЦ — естественная циркуляция
ИПМ — источник металлических примесей
ИЯУ — исследовательская ядерная установка
ЗБО — зона большого обогащения
ЗМО — зона малого обогащения
ЗПА — запроектная авария
ЗСО — зона среднего обогащения
КГО — контроль герметичности оболочек
КД — конструкторская документация
КС — критический стенд
КЭТВС — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка
ЛПД — летучие продукты деления
МА — минорные актиниды
МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах
МИ — микроисточник
МК — микрокомпания
МКУ — минимально контролируемый уровень мощности
МОКС-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное уран-плутониевое оксидное топливо
МРТ — максимальная расчетная течь
МТВС — метрологическая тепловыделяющая сборка
НДС — напряженно-деформированное состояние
ОВЧ — отработавшие выемные части
ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка
ОУ — облучательное устройство
ОУОБ — отчет углубленный по обоснованию безопасности
ОЯТ — отработавшее (облученное) ядерное топливо

ПГ — парогенератор
ПЗН — предшественники запаздывающих нейтронов
ПКР — постоянные компенсаторы реактивности
ПРИ — послереакторные исследования
ПТО — промежуточный теплообменник
ПЭК — промышленно-энергетический комплекс
РО — регулирующие органы
РУ — реакторная установка
РЭА — радиоэлектронная аппаратура
САЗ — система аварийной защиты
САОТ — система аварийного отвода тепла
СБЭ — сборка бокового экрана
СВТ — свинцово-висмутовый теплоноситель
СИЗ — средства индивидуальной защиты
СК — сосуд-компенсатор
СКМТ — системы контроля межконтурной течи
СНУП-топливо — смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
СПОС — система пассивной обратной связи
СПЭР — свинцовый пустотный эффект реактивности
ССКГО — секторная система КГО
СТ — свинцовый теплоноситель
СУЗ — система управления и защиты
ТВС — тепловыделяющая сборка
ТДА — термодинамическая активность
ТЦ — топливный цикл
ХТЧ — химико-технологическая часть
ЦЗ — центральная зона
ЦП — центральная полость
ЭО АИМ — экспериментальный образец аппаратуры измерения мощности
ЭО АИП — экспериментальный образец аппаратуры измерения подкритичности
ЭРИ — электронное радиоизделие
ЯТЦ — ядерный топливный цикл
ЯЭУ — ядерная экспериментальная установка

АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

А

Антонов А. А.	150, 156
Асхадуллин Р. Ш.	104
Ачаковский О. И.	53
Ашихмина Т. В.	152

Б

Бедняков С. М.	14
Безбородов А. А.	14
Биржевой Г. А.	95, 99
Борисов В. В.	89, 90
Будник А. П.	66
Бурьевский И. В.	39, 75, 80

В

Вербицкий А. Г.	80, 122
Волков В. С.	152

Г

Ганина С. М.	53
Ганичев Н. С.	19
Гремячкин Д. Е.	94
Грушичева Е. А.	93
Гулевич А. В.	39, 41, 46, 131, 137
Гурбич А. Ф.	94
Гурская О. С.	131, 137

Д

Девкина Е. В.	84
Декусар В. М.	41, 46, 128, 131, 137
Денежкин И. А.	159
Денисова Н. А.	23, 28, 33
Дмитриев Д. В.	73, 74
Дулин В. А.	14
Дьяченко Я. В.	58
Дюжов Ю. А.	159

Е

Егоров А. Ф.	128
Евтюхов К. Ю.	152
Елисеев В. А.	39, 41, 46, 137

Ж

Жилкин А. С.	73, 74
-------------------	--------

З

Забродская С. В.	75, 80
Зарапина Э. М.	73

И

Иванов А. А.	95
Иванов К. Д.	104
Игитов А. В.	150, 156
Изотов В. В.	14, 109
Исаков А. Г.	53
Исанов К. А.	75, 80

К

Канунников М. Ю.	96
Клинов Д. А.	109, 112
Коробейников В. В.	128, 137
Коробейникова Л. В.	39
Кузин Е. Н.	14
Кузина Ю. А.	28, 33
Кулей К. Ф.	150, 156
Куликов П. А.	150, 152, 156
Кутин Б. В.	150, 156
Кухарчук О. Ф.	159

Л

Леванова М. В.	73, 75, 80
Левин О. В.	95
Левченко В. М.	152
Левченко Ю. В.	62
Легких К. Г.	93
Легких А. Ю.	104
Литицкий В. А.	150, 156
Лобанов А. А.	150, 156
Логутенкова Е. В.	104
Лунев В. П.	66

М

Малышева И. В.	62
---------------------	----

Мантуров Г. Н.	62	Смольский В. Н.	159
Мариненко Е. Е.	107	Сокол Т. П.	53, 58
Мастеров А. В.	150, 152, 156	Соловьев Н. П.	96
Матвеев Ю. В.	118	Соломонова Н. В.	75, 80
Михайлов Г. М.	14, 109, 112	Сорокин А. П.	23, 28, 33
Мишин В. А.	109, 112	Стогов В. Ю.	39, 73
Мосеев А. Л.	6, 131, 137	Суворов А. А.	159
Московченко И. В.	118	Суворов А. П.	118
Мухамадеев Р. И.	118	Сутягина Р. О.	107
Мяздрикова О. И.	89, 90		
		Т	
Н		Тимофеев В. Ф.	118
Николаев Д. В.	150, 156	Тихонов Г. В.	159
Николаев С. А.	152	Тормышев И. В.	122
Ниязов С.-А. С.	104	Тошинский Г. И.	122
		Троянов В. М.	41, 99, 122, 131, 137, 188
О		Тузов А. А.	131
Орлов Ю. А.	96		
Ошейко Ю. В.	122	У	
		Усанов В. И. 46	
П			
Пазюк А. Н.	96	Ф	
Панова Д. В.	58	Филимонов Е. В.	73, 74
Паршутин В. С.	150, 156	Фоломеев В. И.	53
Пахомов И. А.	107		
Перевозников С. В.	89, 90	Х	
Перегудов А. А.	58, 75, 80, 109, 112	Харчук С. Е.	104
Перегудова О. О.	75, 80	Хныкина Е. С.	46, 73
Печенкин В. А.	94	Хохлов Г. Н.	73
Прищепа В. В.	14		
		Ч	
Р		Чернов В. А.	152
Рудников В. Е.	94	Чернов С. В.	150, 156
С		Ш	
Савостин В. В.	152	Шрайбер Е. В.	152
Садовничий Р. П.	104	Шулепин С. В.	96
Самсонов М. Д.	142	Шульц М. А.	152
Семенов М. Ю.	109, 112		
Сергеев В. В.	118	Щ	
Серегина Е. А.	159	Щекотова Л. А.	75, 80
Симоненко В. А.	131		

СОДЕРЖАНИЕ

ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»	4
1 АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: ВЧЕРА И СЕГОДНЯ.....	8
2 ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
Проведение экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик модели активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 на сборке БФС-88-2	14
<i>С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, В. А. Дулин, В. В. Изотов, Е. Н. Кузин, Г. М. Михайлов, В. В. Прищеп</i>	
3 ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
Некоторые итоги испытаний узлов и оборудования на теплогидравлических стендах	19
<i>Н. С. Ганичев</i>	
Обобщение экспериментальных данных по профилям скорости и температуры при ламинарной и смешанной конвекции	23
<i>Н. А. Денисова, А. П. Сорокин</i>	
Гидродинамика и теплообмен в ТВС активной зоны быстрых реакторов со спиральными проволочными навивками на твэлах.....	28
<i>А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова</i>	
Гидродинамика турбулентных потоков в ТВС быстрых реакторов (поле скорости и микроструктура турбулентности)	33
<i>А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова</i>	
4 ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И ТРАНСМУТАЦИЯ МАЛЫХ АКТИНИДОВ	
Использование свежевыделенного плутония в БН-800	39
<i>А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Л. В. Коробейникова, И. В. Бурьевский, В. Ю. Стогов</i>	
Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200М	41
<i>В. М. Троянов, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, В. А. Елисеев</i>	
Экономические аспекты снижения наработки америция в двухкомпонентной системе тепловых и быстрых реакторов.....	46
<i>А. В. Гулевич, В. И. Усанов, В. М. Декусар, В. А. Елисеев, А. Л. Мосеев, Е. С. Хныкина</i>	
5 КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ	
Интерактивная платформа для расчетной оценки термомеханической стабильности и работоспособности элементов активных зон ЯЭУ	53
<i>С. М. Ганина, В. И. Фоломеев, О. И. Ачаковский, А. Г. Исаков, Т. П. Сокол</i>	
Разработка интерактивной системы использования ядерных данных» (ИСИДА).....	57
<i>А. А. Перегудов, Д. В. Панова, Я. В. Дьяченко, Т. П. Сокол</i>	

Результаты верификации нейтронно-физических кодов для расчетов ИЯУ МБИР..... 61
Ю. В. Левченко, Г. Н. Мантуров, И. В. Малышева

Энергетические спектры ядер отдачи и заряженных частиц при взаимодействии нейтронов с энергиями до 20 МэВ с ядрами ^{14}N 66
А. П. Будник, В. П. Лунев

6 БЕЗОПАСНОСТЬ И ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ

Расчетно-экспериментальное моделирование процессов образования, накопления, выхода и переноса газообразных продуктов деления из СНУП-топлива 73
Э. М. Зарапина, Е. С. Хныкина, В. Ю. Стогов, М. В. Леванова, Г. Н. Хохлов, А. С. Жилкин, Д. В. Дмитриев, Е. В. Филимонов

Калибровка секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов реактора типа БН по результатам испытаний с метрологической сборкой..... 74
А. С. Жилкин, Д. В. Дмитриев, Е. В. Филимонов

Методология связанного расчета тяжелых аварий в быстрых натриевых реакторах..... 75
А. А. Перегудов, Н. В. Соломонова, Л. А. Щекотова, С. В. Забродская, М. В. Леванова, О. О. Перегудова, И. В. Бурьевский, К. А. Исанов

Разработка исходных данных для корректировки ОУОБ 3-го энергоблока Белоярской АЭС по результатам повторного продления срока эксплуатации 80
А. А. Перегудов, А. Г. Вербицкий, Н. В. Соломонова, Л. А. Щекотова, С. В. Забродская, М. В. Леванова, О. О. Перегудова, И. В. Бурьевский, К. А. Исанов

Проведение расчетов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ..... 84
Е. В. Девкина

7 САЗ ПГ БН-1200М И МБИР

НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Расчетное обоснование эффективности САЗ ПГ 89
В. В. Борисов, С. В. Перевозников, О. И. Мяздрикова

Расчетное обоснование эффективности подсистемы защиты ПГ БН-1200М и оборудования 2 контура от превышения допустимого давления при течи воды в натрий..... 90
В. В. Борисов, С. В. Перевозников, О. И. Мяздрикова

8 МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

Лабораторные исследования проб конструкционных материалов АЭС..... 93
К. Г. Легких, Е. А. Грушичева

Комплексные экспериментально-расчетные исследования радиационных явлений в реакторных материалах ядерной и термоядерной энергетики на базе облучения в ионном ускорителе..... 94
Д. Е. Гремячкин, А. Ф. Гурбич, В. Е. Рудников, В. А. Печенкин

Обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300..... 95
Г. А. Биржевой, О. В. Левин, А. А. Иванов

Получение порошков высокотемпературного припоя системы «железо — германий» способом газовой атомизации расплава	96
<i>С. В. Шулепин, А. Н. Пазюк, Н. П. Соловьев, Ю. А. Орлов, М. Ю. Канунников</i>	

Сравнение результатов исследования коррозионной стойкости стали ЭП823 в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителе	99
<i>Г. А. Биржевой, В. М. Троянов</i>	

9 МАССОПЕРЕНОС

Исследование массопереноса твердофазных примесей в циркуляционных контурах со свинцовым теплоносителем	104
<i>Р. Ш. Асхадуллин, С.-А. С. Ниязов, С. Е. Харчук, Р. П. Садовничий, Е. В. Логутенкова, А. Ю. Легких, К. Д. Иванов</i>	

10 ОБОСНОВАНИЕ ТВЭЛОВ СО СЛУП-ТОПЛИВОМ

Расчетные исследования температурного и напряженно-деформированного состояния твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом	107
<i>Е. Е. Мариненко, Р. О. Сутягина, И. А. Пахомов</i>	

11 СОПРОВОЖДЕНИЕ БН-800

Анализ точности расчета распределения энерговыделения в БН-800	109
<i>Д. А. Клинов, М. Ю. Семенов, Г. М. Михайлов, В. В. Изотов, А. А. Перегудов, В. А. Мишин</i>	
Переход реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом	112
<i>Д. А. Клинов, М. Ю. Семенов, Г. М. Михайлов, А. А. Перегудов, В. А. Мишин</i>	

12 СОПРОВОЖДЕНИЕ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

Разработка дополнительной документации по обоснованию ядерной и радиационной безопасности. Анализ температурных режимов при увеличении количества ОЯТ в БВ-1, 2 Билибинской АЭС	118
<i>Ю. В. Матвеев, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев, В. В. Сергеев, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев</i>	

13 АСММ

Концепция АЭС малой мощности с быстрым реактором, охлаждаемым ТЖМТ свинец- висмут, и газотурбинным преобразователем энергии («Арктика-СВГТ-1») для использования в условиях Арктики	122
<i>В. М. Троянов, Г. И. Тошинский, А. Г. Вербицкий, Ю. В. Ошейко, И. В. Тормышев</i>	

14 СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ДЯЭ, АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Анализ развития атомно-водородной энергетики	128
<i>В. М. Декусар, В. В. Коробейников, А. Ф. Егоров</i>	
К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России	131

*В. М. Троянов, А. А. Тузов, А. В. Гулевич, О. С. Гурская,
В. М. Декусар, А. Л. Мосеев, В. А. Симоненко*

Оценка дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми натриевыми реакторами в двухкомпонентной системе ЯЭ 137

*В. М. Троянов, А. В. Гулевич, О. С. Гурская, В. М. Декусар,
В. А. Елисеев, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев*

15 ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И НАУЧНО-ПРОИЗВОДСТВЕННЫЕ ЗАДАЧИ

Изделия и технологии для ядерной медицины 142

М. Д. Самсонов

16 РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛЬНОЙ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ

Создание экспериментального образца аппаратуры для измерения абсолютной мощности ядерных энергетических установок и критических стендов 150

*В. А. Литицкий, П. А. Куликов, Б. В. Кутин, С. В. Чернов, В. С. Паршутин,
А. А. Антонов, Д. В. Николаев, К. Ф. Кулей, А. А. Лобанов,
А. В. Игитов, А. В. Мастеров*

Эталонные плотности потока нейтронов и абсолютной мощности на базе критического стенда ФС-1М 152

*П. А. Куликов, С. А. Николаев, К. Ю. Евтюхов, В. А. Чернов, В. В. Савостин,
В. С. Волков, А. В. Мастеров, М. А. Шульц, В. М. Левченко,
Т. В. Ашихмина, Е. В. Шрайбер*

Создание экспериментального образца аппаратуры для измерения подкритичности ядерных энергетических установок и критических стендов 156

*В. А. Литицкий, П. А. Куликов, Б. В. Кутин, С. В. Чернов, В. С. Паршутин,
А. А. Антонов, Д. В. Николаев, К. Ф. Кулей, А. А. Лобанов,
А. В. Игитов, А. В. Мастеров*

17 ЛАЗЕРНАЯ ТЕХНИКА

Экспериментальный образец прокачного жидкостного лазера с диодной накачкой 159

*И. А. Денежкин, Ю. А. Дюжов, О. Ф. Кухарчук, Е. А. Серегина,
В. Н. Смольский, А. А. Суворов, Г. В. Тихонов*

18 КАДРОВЫЙ ПОТЕНЦИАЛ

Устойчивое развитие 162

Кадровый состав 165

19 МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ, ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Управление интеллектуальной собственностью и научно-техническая деятельность АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» 169

Издательская деятельность 173

Образовательная деятельность в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» 174

Международная научно-техническая деятельность 176

20 НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ

ИТОГОВЫЙ ДОКУМЕНТ 31-й Всероссийской научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» («Нейтроника-2022»).....	179
Научно-техническая конференция «Теплофизика реакторов нового поколения, (Теплофизика – 2022)» 14–16 сентября	183
Мероприятия и знаковые события при участии АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2022 году	184
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	187
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ	189
АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ	191

Научное издание

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

отчёт об основных исследовательских работах,
выполненных в 2022 году

Под общей редакцией доктора технических наук В. М. Троянова

Дизайн издания Л. Н. Чикинёва

Компьютерная вёрстка В. Н. Долженко

Подписано в печать 08.09.2023. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~14,31. Усл. печ. л. ~11,51. Печать полноцветная. Бумага мелованная.
Гарнитура Helios, AGLettericaC, AGLettericaCondensedC
Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»
249033, Калужская обл., Обнинск, пл. Бондаренко, 1