

Атомная энергия

Ежемесячный теоретический и научно-технический журнал
Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», Ядерного общества России
и Российской академии наук

Издается с мая 1956 г.

Том 138, выпуск 5, май 2025

Главный редактор:

Н.Н. Пономарёв-Степной

Редакционная коллегия:

Е.О. Адамов, Л.А. Большов, Ю.А. Гилёва, А.В. Гулевич, Ю.Г. Драгунов (*заместитель главного редактора*), Н.И. Ермаков, А.В. Зродников, В.П. Кучинов, А.В. Лопаткин, В.А. Першуков, В.В. Петрунин, М.В. Поздеев (*первый заместитель главного редактора*), Г.Н. Рыкованов, Г.А. Сарычев, А.Д. Смирнов, В.П. Смирнов, М.Н. Стриханов, В.М. Троянов, В.Ф. Цибульский, А.Ю. Шадрин, Б.Ю. Шарков, В.В. Шаталов, А.Л. Шимкевич, О.В. Шмидт (*заместитель главного редактора*)

СОДЕРЖАНИЕ

СТАТЬИ

Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С., Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.

Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосольевым реактором 239

Евдокимов И.А., Дмитриев Д.В., Афанасьева Е.Ю., Хромов А.Г., Калинин П.М., Сорокин А.А., Горюшин И.О., Бурцев А.Ю., Золотарев С.П., Бабкин С.В., Квичанская Т.Ю., Атражев В.В.

Новый метод выявления тепловыделяющих сборок ВВЭР с негерметичными твэлами по активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов 244

Данилов И.В., Ларионов И.А., Лешуков А.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Назаров В.С., Размеров А.В., Свириденко М.Н., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г.

Определение условий перегрузки модуля твердотельного бланкета гибридной реакторной установки с урановым и ториевым сырьем 251

Гаврилов А.В., Нигматуллин Д.Р., Прохоров Н.А., Крицкий В.Г.

Численное моделирование изменения значения рН водной среды прямка защитной оболочки при проектной и запроектной авариях на АЭС с ВВЭР-1200 259

Дерябин И.А., Королев В.В., Курбатова С.В., Сорокин Г.С.

Оценка термонапряженного состояния трубопроводов реакторной установки ВВЭР при помощи нейронной сети 265

Русских И.М., Селезнев Е.Н., Зырянова А.А., Волчихина Ю.В., Аристов Н.М., Калашников Н.С., Горячих А.В., Кравцова О.А., Ташлыков О.Л.

Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 2 271

Лопаткин А. В., Третьяков И. Т., Клименко Д. С.
Применение жидкосолевого реактора для трансмутации кюрия 276

Колесов Г. Н., Дубинов А. Е.
Изменение относительного состава компонентов в ионном многокомпонентном пучке при прохождении сильноточного диода 280

Кривобородько В. А., Егорова О. В., Ливенцов С. Н., Ливенцова Н. В., Фейгин А. И., Шмидт О. В.
Модель процесса управления параметрами атмосферы технологического бокса МФР ОДЭК 285

ОБЗОР

Макеева И. Р., Дырда Н. Д., Пешкичев И. В., Шмидт О. В.
Обзор системы моделей и кодов для обоснования безопасности радиохимических технологий 291

РЕФЕРАТЫ 299

**Журнал издается в некоммерческом партнерстве
с Национальным исследовательским ядерным университетом «МИФИ»**

*Свидетельство о регистрации средства массовой информации: № 012202 от 30.11.1993,
выдано Министерством печати и информации Российской Федерации*

Адрес редакции: 115035, Москва, Космодамианская наб., д. 46/50
Тел.: +7 (499) 940-62-70, +7 (499) 940-62-67

Сайт: www.j-atomicenergy.ru
E-mail: j-atomicenergy@yandex.ru

Рукописи направлять на электронную почту,
оригиналы – на адрес редакции почтой или нарочным
Ответственный секретарь: Т.С. Свешникова. Тел.: +7 (915) 148-13-12

Индексирование:

журнал входит в перечень изданий, рекомендованных ВАК, библиографическую базу данных РИНЦ,
базы данных Scopus и Web of Science,
представлен в Национальной электронной библиотеке:

https://rusneb.ru/catalog/002744_000053_RU___%D0%93%D0%9F%D0%9D%D0%A2%D0%91+%D0%A0%D0%BE%D1%81%D1%81%D0%B8%D0%B8__KNB_PRES___%D0%90027/

Подписной индекс в каталоге ГК «Урал-пресс» – 34086

**Полная или частичная перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции,
ссылка на журнал «Атомная энергия» обязательна**
Точка зрения авторов может не совпадать с мнением редакции

© Редакция журнала «Атомная энергия», 2025

Редактор, научный редактор: Е.А. Орлова-Яр. Корректор: Т.Н. Помилуйко. Дизайн и верстка: О.В. Гончарук
Сдано в набор 17.07.2025. Подписано в печать 30.06.2025. Формат 90×60/8. Бумага типографская № 1
Печать офсетная. Усл. печ. л. 10. Уч.-изд. л. 14. Тираж 850 экз. Заказ 0000

Отпечатано в ООО «Типография «Сарма»
142115, Подольск, Московская обл., ул. Правды, д. 30

УДК 621.039.5
PACS 28.50.Dr

ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ОБЛИК РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ ЖИДКОСОЛЕВЫМ РЕАКТОРОМ

Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С., Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Романова Н.В.,
Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.

(АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежалы», г. Москва)

Контакты: Андрей Владимирович Горячих; goryachih@nikiet.ru

Актуальность. Утилизация при помощи жидкосолевого ядерного реактора – сжигателя минор-актинидов из отработавших тепловыделяющих сборок энергетических реакторов – перспективный способ замыкания ядерного топливного цикла. Для отработки жидкосольевой технологии необходимо создание исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР).

Цели работы – определение инженерно-физического облика ИЖСР с ключевыми технологиями жидкосольевых реакторов-сжигателей и разработка концепции безопасности жидкосолевого реактора.

Материал и методы. Решаемые инженерно-конструкторские и научные вопросы: конструкция ИЖСР, нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики, выбор и обоснование конструкционных материалов, комплексная технология процесса эксплуатации, концепция безопасности и др.

Результаты. На этапе эскизного проекта разработан инженерно-физический облик реактора, оборудования и контуров теплоотвода (в том числе аварийного). Основные технические характеристики реакторной установки (РУ): тепловая мощность – 10 МВт; топливная соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2 + (\text{PuF}_3 + \text{AnF}_m)$; расход соли в топливном контуре – 141,6 кг/с; температура соли на входе в реактор – 664 °С, на выходе – 700 °С; кандидатные конструкционные материалы оборудования РУ – хром-никелевые сплавы. Выполнены расчетные обоснования для принятия принципиальных конструктивно-схемных решений РУ ИЖСР, оптимизированы параметры, полученные ранее. Представлен инженерно-физический облик РУ ИЖСР.

Заключение. Создание ИЖСР обеспечит отработку технологических решений для создания промышленного жидкосолевого ядерного реактора (сжигателя долгоживущих минор-актинидов) большой мощности – до 2200–2400 МВт(т). Полученные результаты подтвердили достижимость проектных требований к ИЖСР и возможность его создания.

Ключевые слова: жидкосольевой ядерный реактор-сжигатель, реакторная установка (РУ), исследовательский жидкосольевой реактор, ИЖСР, минор-актиниды, развитие техники, развитие технологий, топливная соль, трансмутация, расчетное обоснование

Для цитирования: Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С., Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В. Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосольевым реактором. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 239–243.

Финансирование. Работа выполнена в рамках государственного контракта № Н.4h.241.20.21.1078 от 26.04.2021 на выполнение научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы (номер государственного учета НИР 12498765–4).

Потенциальный конфликт интересов. А.В. Лопаткин – член редколлегии журнала «Атомная энергия», заявляет об отсутствии конфликта интересов, требующего раскрытия в данной статье. Остальные авторы также заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

В рамках комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 и на период до 2030 года¹» проводится разработка реакторной установки (РУ) с исследовательским жидкосольевым реактором (ИЖСР), предназначенной для демонстрации ключевых технологических решений реакторной установки большой мощности (до 2200–2400 МВт(т)) с циркулирующим топливом на основе расплава фторидов металлов для трансмутации долгоживущих актинидов [1, 2]. Научная программа РУ ИЖСР включает отработку комплекса ключевых технологий, обеспечивающих безопасную и надежную эксплуатацию жидкосолевого реактора. Реакторная установка

ка ИЖСР позволит расширить базу экспериментальных данных для верификации расчетных кодов.

В ходе эксплуатации РУ ИЖСР должны быть решены следующие задачи:

1) в части комплексной технологии процесса эксплуатации:

- отработка технологии подготовки и поддержания качества жидкосолевого топлива, включая отработку оборудования для корректировки состава топливной соли;
- подтверждение надежности оборудования топливного контура, в том числе определение ресурсных показателей;
- подтверждение надежности контрольно-измерительных приборов, систем управления, вспомогательных систем;

¹<http://static.government.ru/media/acts/files/1202004160030.pdf>
<http://static.government.ru/media/acts/files/1202405070015.pdf>

- подтверждение надежности работы систем без-опасности;
 - отработка режимов и роботизированного обо-рудования для дистанционного обслуживания РУ в процессе эксплуатации;
- 2) в части физических исследований:
- измерение нейтронно-физических характери-стик и их пространственных распределений, эффектов реактивности и др.;
 - исследование влияния на нейтронно-физиче-ские характеристики изменений в составе то-пливной соли в процессе эксплуатации;
- 3) в части исследования топливных циклов:
- исследование режимов подпитки для компен-сации выгорания топлива;
 - отработка системы обращения с топливной со-лью;
 - оптимизация режимов использования различ-ных видов топлива на основе плутония и ми-нор-актинидов;
- 4) в части материаловедческих экспериментов:
- исследование взаимодействия топливной ком-позиции с конструкционными материалами;
 - изучение радиационной стойкости элементов контура циркуляции;
 - исследование характера выпадения «благород-ных» продуктов деления на поверхности контура;
- 5) в части эксплуатационной безопасности:
- управление реактором при всех установленных проектом режимах эксплуатации, включая пу-сковые, стационарные и переходные режимы;
 - подтверждение и (или) уточнение условий и кри-териев безопасной эксплуатации.

Основные технические характеристики ИЖСР

были определены в эскизном проекте [3]:

- тепловая мощность – 10 МВт;
- топливная соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2 + (\text{PuF}_3 + \text{AnF}_m)$;
- температура соли на входе в реактор – $664\text{ }^\circ\text{C}$;
- температура соли на выходе из реактора – $700\text{ }^\circ\text{C}$;
- кандидатные конструкционные материалы – хро-микелевые сплавы.

КОНСТРУКТИВНО-СХЕМНЫЕ РЕШЕНИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

В 2021–2022 гг. выполнен эскизный проект [3] реакторной установки ИЖСР, включая контуры теплоотвода, в том числе аварийного, и их оборудо-вание.

Реактор ИЖСР (рис. 1) представляет собой за-крытый крышкой сосуд, высотой ок. 3000 мм и диа-метром до 1800 мм, с размещенной в нем активной зоной (а.з.) и внутрикорпусными устройствами. Верхний, нижний и боковой отражатели ограничива-ют а.з., которая состоит из полости объемом $1,45\text{ м}^3$, заполненной топливной солью, и рабочих органов системы управления и защиты (СУЗ), размещенных в специальных каналах. В полости реактора пред-полагается размещение одного или двух эксперимен-тальных каналов, предназначенных для выполнения

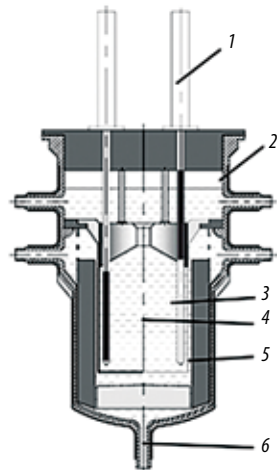


Рисунок сделан авторами

Рис. 1. Схема исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР): 1 – исполни-тельный механизм системы управления и защиты; 2 – корпус реактора; 3 – ра-бочий орган системы управления и защиты; 4 – активная зона; 5 – отражатель; 6 – дренаж

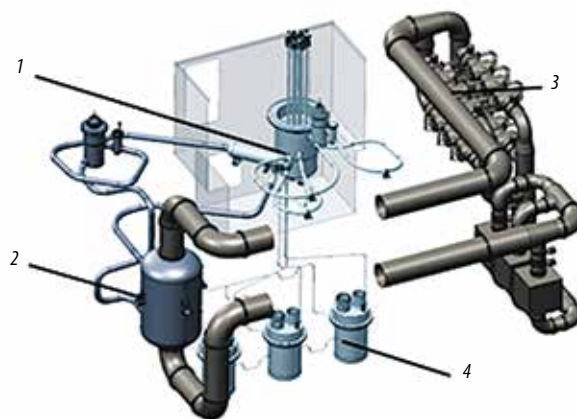


Рисунок сделан авторами

Рис. 2. Схема реакторной установки ИЖСР: 1 – топливный контур; 2 – промежу-точный контур; 3 – газовый контур; 4 – система пассивного слива топливной соли (дренажные баки)

программы исследований на ИЖСР при эксплуата-ции реактора. В днище корпуса реактора предусмо-трен патрубок дренажа.

Для организации циркуляции корпус реактора оборудован входным и выходным патрубками, дви-жение соли через а.з. происходит снизу вверх. Общий вид реакторной установки приведен на рис. 2.

Тепло от реактора в систему конечного поглоти-теля отводится тремя контурами: топливным, проме-жуточным и газовым. Используются следующие те-плоносители: в топливном контуре – топливная соль, в промежуточном – соль молярного состава $66\text{LiF}-34\text{BeF}_2$, в газовом – азот. Газ передает тепло конечному поглотителю – воде, для системы тепло-фикации. В составе контуров теплоотвода предусмо-трены циркуляционные насосы и теплообменное оборудование.

Для слива топливной соли при проведении обслуживания контуров, а также в аварийных

ситуациях предусмотрены дренажные баки, расположенные под реактором. Слив топливной соли в аварийных ситуациях происходит в результате разморозки соли в замораживающих клапанах, установленных на дренажных трубопроводах.

Важный аспект концепции ИЖСР – выбор конструкционного материала. Рассматриваются различные варианты основного конструкционного материала РУ – модификации на основе никелевого сплава. Выбор модификации будет сделан после серии исследований, включающих определение физико-механических свойств и технологичности материала, а также коррозионных и реакторных испытаний.

Оборудование РУ ИЖСР, содержащее топливную соль, размещено внутри герметичных боксов. Ввиду высоких дозовых нагрузок для обслуживания этого оборудования разрабатывается система дистанционного обслуживания, включающая набор робототехнических комплексов. Доступ таких комплексов в герметичные боксы предполагается через специальные шлюзы, а перемещение внутри боксов – по организованным транспортным путям, проложенным вдоль оборудования РУ ИЖСР с топливной солью. Робототехнические комплексы имеют в своем составе манипулятор и сменные модули, позволяющие проводить технологические операции с контрольно-измерительными приборами, перемещение грузов, захват и расцепление предметов, демонтаж нагревателей и теплоизоляции, резку и сварку, монтаж и демонтаж оборудования, неразрушающий контроль.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРИНЯТЫХ РЕШЕНИЙ

Оптимизация конструкции реактора и топливного контура. Выполнена в 2021–2022 гг., в результате была увеличена удельная энергонапряженность в соли топливного контура, а именно этот показатель определяет эффективность трансмутации минор-актинидов в реакторе и скорость образования продуктов деления, которые, в свою очередь, служат важными параметрами в научной программе использования ИЖСР. В результате оптимизации значение энерговыделения, отнесенного к общему объему топливной соли (включая а.з., оборудование и трубопроводы топливного контура), повышено с 2,85 до 3,33 кВт/л.

Нейтронно-физические расчеты. Установлены распределения потоков нейтронов и энерговыделения в элементах конструкции, определена эффективность рабочих органов СУЗ, просчитаны различные варианты ведения кампании реактора.

Проанализированы различные варианты дискретной очистки и подпитки топливом (с заменой от 7 до 10 % топливной соли один раз в год). Кроме того, расчетно показана принципиальная возможность ведения кампании реактора ИЖСР без очистки топлива от продуктов деления в течение 10 лет, с периодической подпиткой ядерными материалами.

Предложен алгоритм подбора шагов по выгоранию и подпиток. Показана возможность проводить подпитку с различной частотой и различными порциями (вплоть до перехода к подпитке один раз в сутки), что позволит минимизировать требуемый запас реактивности и выбрать наиболее удобный для эксплуатации режим (режимы).

Расчет теплогидравлических характеристик. Кроме расчета для контуров теплоотвода обоснована схема теплоотвода с дополнительным газовым контуром, располагающимся между промежуточным (солевым) контуром РУ и водяным контуром системы конечного поглотителя. Наличие газового контура обеспечивает надежный теплоотвод в переходных и пусковых режимах. Значения максимальной и минимальной среднетемпературной температуры в контурах при нормальной эксплуатации:

- в топливном контуре на входе (выходе) из реактора – 664 (700) °С;
- в промежуточном контуре на входе (выходе) из промежуточного теплообменника – 580 (595) °С;
- в газовом контуре на входе (выходе) из теплообменника «соль – газ» – 175 (305) °С.

При расчете системы аварийного отвода тепла обоснована возможность расхолаживания топливной соли в дренажных баках с использованием естественной циркуляции в течение 72 ч. Температура топливной соли при этом не превышает 650 °С.

Трехмерные теплогидравлические расчеты реактора выполнены с использованием методов вычислительной гидродинамики. В результате расчета обоснованы значения максимальной температуры: для топливной соли – 723 °С (рис. 3), для металлоконструкций реактора – 724 °С (рис. 4). Значения не превышают заданных пределов, которые предполагается установить на уровне 750 °С для металлоконструкций и топливной соли.

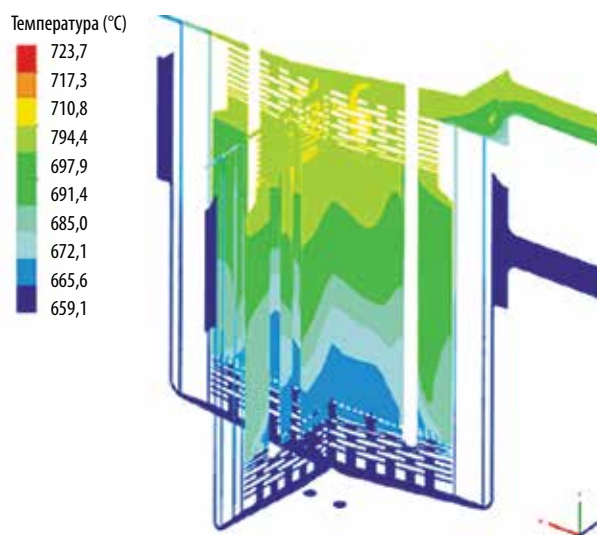


Рисунок сделан авторами

Рис. 3. Поле температуры топливной соли в продольном и поперечном сечении ИЖСР

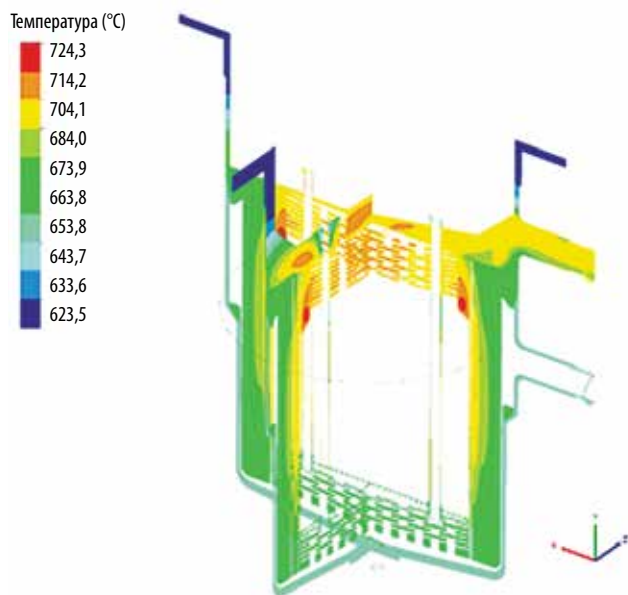


Рисунок сделан авторами

Рис. 4. Поле температуры твердотельных элементов в продольном и поперечном сечении ИЖСР

С применением норм ПНАЭ Г-7-002² для оборудования РУ ИЖСР — реактора и трубопроводов топливного контура, выполнены следующие расчеты:

- основных размеров;
- обоснования статической и длительной статической прочности;
- на устойчивость;
- оценочные расчеты на прочность — циклическую и длительную циклическую, подтверждающие функциональную работоспособность рассматриваемого контурного оборудования.

КОНЦЕПЦИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

В процессе разработки проекта ИЖСР формируется нормативная база, регламентирующая безопасность реакторов на расплавах солей. На первом этапе работы выполнен анализ действующей нормативной базы Российской Федерации в области атомной энергетики и сформирован перечень нормативов, требующих дополнения или разработки и введения в действие новых нормативных документов. Данный перечень включает общие положения обеспечения безопасности, правила ядерной безопасности, правила устройства оборудования и трубопроводов, правила обоснования прочности, а также ряд поддерживающих стандартов. Работа выполняется в соответствии с согласованным Ростехнадзором планом разработки нормативных документов.

В соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии³

безопасность исследовательской ядерной установки обеспечивается системой барьеров, число которых должно быть обосновано в проекте. Концепция безопасности РУ ИЖСР предусматривает организацию четырех барьеров:

- 1) топливная соль (ядерные материалы, щелочные и редкоземельные металлы, за исключением ¹³⁷Cs, ⁸⁹Sr, ¹⁴⁰Ba, а также лантаниды и актиниды растворены и удерживаются в топливной соли; аэрозоли, летучие галогениды, I, Xe, Kr, Ti извлекаются продувкой топливной соли и удаляются из реактора в постоянном режиме);
- 2) стенки оборудования и трубопроводов топливного контура;
- 3) стенки герметичных боксов;
- 4) герметичные помещения.

В проекте РУ ИЖСР рассматриваются две защитные функции безопасности:

- 1) аварийный останов: проводится стержневой системой СУЗ, а сверх того, при развитии аварийной ситуации — за счет слива топливной соли в дренажные баки гарантированно ядерно-безопасной конструкции;
- 2) аварийное расхолаживание реактора: в случае неисправности солевых контуров проводится через дренажные баки, подключенные к системе аварийного отвода тепла, работающей в режиме естественной циркуляции.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создание и эксплуатация исследовательского жидкосолевого реактора обеспечит отработку технологических решений для создания промышленной жидкосолевого установки большой мощности (до 2200–2400 МВт(т)), предназначенной для утилизации долгоживущих минорных актинидов из отработавших тепловыделяющих сборок тепловых энергетических установок.

Разработанные на этапе эскизного проекта конструкторские и научные проработки исследовательского жидкосолевого реактора охватывают широкий круг вопросов: научную программу исследований, конструкцию, нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики, выбор и обоснование конструкционных материалов, концепцию безопасности и т. д.

Разработанная и реализуемая в настоящее время программа научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию конструктивных решений и полученные результаты подтверждают достижимость проектных требований к исследователю жидкосолевого реактору и возможности его создания.

²ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (с изменениями) от 01.07.1987. <https://docs.cntd.ru/document/1200037730>

³НП-033-11. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. <https://docs.cntd.ru/document/902289182?marker=65001L>

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Игнатьев В.В., Кормилицын М.В., Кормилицына Л.А. и др. Жидкосолевой реактор для замыкания топливного цикла по всем актиноидам. — Атомная энергия, 2018, т. 125, вып. 5, с. 251–255.
<https://www.elibrary.ru/yplncp>
2. Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Ларионов И.А. и др. Инженерно-физический облик жидкосолевого реактора – сжигателя Np , Am , Cm отработавшего топлива ВВЭР. — Атомная энергия, 2024, т. 137, вып. 5–6, с. 263–266.
<https://www.elibrary.ru/nynsbo>
3. Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С. и др. Результаты разработки эскизного проекта реакторной установки с исследовательским жидкосолевым реактором. — В сб.: Тезисы докладов XXIII Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 22–26 мая 2023 г. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2023, с. 5–6.
<https://www.elibrary.ru/jqinhm>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Все авторы в равной степени участвовали в разработке концепции исследования, написании текста рукописи, формулировке выводов.

Идентификаторы авторов

Горячих Андрей Владимирович: SPIN-код 2462-8363, Scopus ID 57221199288

Зайко Ирина Вениаминовна: Author ID 704812

Клименко Дмитрий Сергеевич: SPIN-код 6042-1821, Author ID 1295889, Scopus 57221000638

Ларионов Игорь Александрович: Scopus 57193757106

Семченков Александр Александрович: SPIN-код 5166-8078, Author ID 716363

Огнерубов Дмитрий Анатольевич: SPIN-код 7589-5701

Романова Наталия Викторовна: Scopus 57191849546

Третьяков Игорь Товиевич: SPIN-код 8276-3920, Author ID 705894, Scopus 6507651213

Лопаткин Александр Викторович: SPIN-код 3495-8898, Author ID 1103914, Scopus 7006076753

УДК 621.039.548

PACS 28.20.Gd; 28.41.-i; 28.41.Ak, 28.41.Bm; 28.41.Vx; 89.30.Gg

НОВЫЙ МЕТОД ВЫЯВЛЕНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ВВЭР С НЕГЕРМЕТИЧНЫМИ ТВЭЛАМИ ПО АКТИВНОСТИ ^{134}Cs И ^{137}Cs ВО ВРЕМЯ СПАЙК-ЭФФЕКТОВ

Евдокимов И.А.

(АО «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований», г. Москва, г. Троицк),

Дмитриев Д.В.

(АО «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований», г. Москва, г. Троицк; Институт биохимической физики им. Н.М. Эмануэля РАН, г. Москва),

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

(АО «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований», г. Москва, г. Троицк),

Атражев В.В.

(АО «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований», г. Москва, г. Троицк; Институт биохимической физики им. Н.М. Эмануэля РАН, г. Москва)

Контакты: Игорь Анатольевич Евдокимов; evdokimov@triniti.ru

Актуальность. Проблемы контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов связаны в том числе с значительными погрешностями методов оценки выгорания топлива в негерметичных твэлах ТВС по активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов при изменении мощности реактора. Для повышения радиационной безопасности и снижения финансовых потерь требуются более совершенные методы КГО.

Цель исследования – разработка новой методики выявления в активной зоне (а.з.) ВВЭР негерметичных твэлов (твэгов), основанной на особенностях накопления ^{134}Cs и ^{137}Cs в зависимости от типа топлива и истории облучения каждого твэла (твэга).

Материал и методы. Рассчитывали высотные распределения ^{134}Cs и ^{137}Cs в каждом твэле и твэге за всю историю эксплуатации ТВС с учетом зависимости наработки ^{134}Cs от спектра нейтронов. Спектр чувствителен к обогащению и выгоранию твэла, содержанию гадолиния в твэге, положению твэла (твэга) в ТВС и к характеристикам ближайших ТВС. В связи с этим отношение активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ как функция выгорания топлива для разных твэлов (твэгов) отличается и меняется каждый раз при смене компоновки ТВС в а.з. от кампании к кампании. Исходные данные для расчетов – стандартные выходные файлы комплекса КАСКАД для каждой кампании. Расчетное содержание ^{134}Cs и ^{137}Cs в каждом твэле (твэге) сопоставляли с измеренной активностью во время спайк-эффекта. Созданная программа автоматически отбирала твэлы (твэги), для которых эти величины совпадали.

Результаты. Разработана методика выявления негерметичных ТВС ВВЭР. Создана программа ЦЕЗАРЬ (ЦЕЗия Автоматизированный Расчет). Валидация на данных АЭС показала, что предложенная методика существенно эффективнее типовой методики КГО для ВВЭР.

Заключение. Разработанная методика позволяет исключить большую часть неопределенностей, приводящих к значимым ошибкам в оценке выгорания топлива в негерметичных ТВС типовым методом, регламентированным для ВВЭР. Это позволяет сократить общую продолжительность КГО, если возникает необходимость выявить негерметичную ТВС только методом стендового КГО.

Ключевые слова: АЭС, ВВЭР, контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов, негерметичный твэл, выгорание топлива, активность теплоносителя, спайк-эффект, радионуклиды цезия

Для цитирования: Евдокимов И.А., Дмитриев Д.В. Афанасьева Е.Ю., Хромов А.Г., Калинин П.М., Сорокин А.А., Горюшин И.О., Бурцев А.Ю., Золотарев С.П., Бабкин С.В., Квичанская Т.Ю., Атражев В.В. Новый метод выявления тепловыделяющих сборок ВВЭР с негерметичными твэлами по активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 244–250.

Финансирование. Исследования проводили по заказу АО «ТВЭЛ». Дополнительная финансовая поддержка исследований была оказана авторам В.В. Атражеву и Д.В. Дмитриеву Министерством науки и высшего образования Российской Федерации (государственный регистрационный номер темы исследования 125020401357–4).

Потенциальный конфликт интересов. Все авторы заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в мире лучшим показателем выгорания ядерного топлива (ЯТ) в негерметичных тепловыделяющих элементах (твэлах) признается отношение активностей изотопов цезия ^{134}Cs и ^{137}Cs [1],

измеренных во время спайк-эффектов¹ при изменении мощности реактора. Выгорание оценивается путем сравнения отношений измеренных активностей ^{134}Cs и ^{137}Cs с расчетно-теоретическими зависимостями.

¹Спайк-эффект (от англ. spike — скачок, всплеск) — эффект резкого увеличения активности.

К значительным погрешностям оценок выгорания топлива в негерметичных твэлах приводит то, что при построении расчетно-теоретических зависимостей не учитывается или учитывается в недостаточной степени вариативность следующих факторов:

- тип ЯТ в активной зоне (а.з.) — различия в обогащении твэлов, наличие и тип твэлов с примесью оксида гадолиния (твэгов);
- история облучения тепловыделяющих сборок (ТВС), например продолжительные перерывы в облучении и пр.;
- выгорание ЯТ в негерметичном твэле (твэге) может заметно отличаться от среднего по ТВС.

Цель проведенного исследования состояла в разработке и валидации новой методики выявления в а.з. ВВЭР ТВС с негерметичными твэлами или твэгами², учитывая особенности накопления ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs в топливе разного типа и истории облучения каждого твэла (твэга) на основе данных комплекса КАСКАД по потвэльным историям нагружения ТВС.

РАЗРАБОТКА НОВОЙ МЕТОДИКИ

Анализ показывает, что универсальной зависимости между отношением активностей ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs и выгоранием не существует. Из-за особенностей наработки ¹³⁴Cs отношение активностей ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs зависит от энергетического спектра нейтронов, который чувствителен к следующим факторам:

- обогащение и выгорание твэла;
- положение твэла в ТВС (близость к твэгу, центральной трубе, направляющему каналу, водному зазору между ТВС);
- характеристики ТВС ближайшего окружения.

В связи с этим кривые, отображающие отношение активностей ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs как функцию выгорания ЯТ, для разных твэлов в реакторе будут отличаться и меняться каждый раз при смене компоновки ТВС в а.з. от кампании к кампании. Это же касается и аналогичных зависимостей для твэгов, при этом для твэлов и твэгов зависимости отличны. Использование на практике единой зависимости приводит к значимым ошибкам при контроле герметичности оболочек (КГО) твэлов во время работы реактора [2, 3]. Снижение погрешностей при КГО на работающем реакторе возможно при потвэльном расчете накопления Cs с учетом нейтронно-физических характеристик каждой топливной загрузки.

В мировой практике существуют прецизионные нейтронно-физические коды [4, 5], которые позволяют проводить потвэльные расчеты по накоплению Cs в ЯТ реакторов. Однако прецизионные коды требуют больших вычислительных ресурсов, высокой квалификации пользователей, поэтому применяются преимущественно для научных исследований и не подходят для оперативного проведения эксплуатационных и проектных расчетов для энергетичес-

ких ядерных реакторов или решения вопросов выбора и оптимизации топливных циклов реакторов, в том числе ВВЭР. Нейтронно-физические коды инженерного класса, применяемые на атомных электростанциях (АЭС) для эксплуатационных расчетов, в частности программный комплекс КАСКАД, не выдают информацию о накоплении Cs в твэлах и твэгах а.з.

По этой причине для решения задач КГО на АЭС путем потвэльного расчета накопления Cs в ЯТ целесообразна разработка дополнительного быстродействующего программного обеспечения. В качестве исходных данных при этом естественно использовать результаты типовых расчетов для каждой кампании комплексом КАСКАД, которые содержат данные по эволюции мощности реактора, выгорания ЯТ и «спектрального индекса» в каждой высотной ячейке каждого твэла и твэга в а.з. Спектральный индекс показывает отклонение спектра нейтронов от асимптотического спектра, сформированного в бесконечной решетке твэлов одного типа.

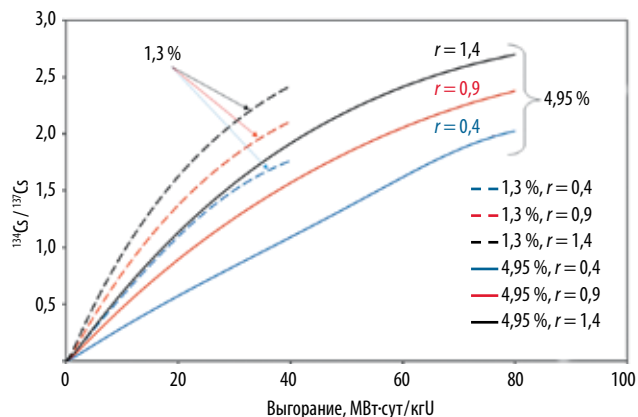
В отделе проектного обоснования ЯТ АО «ТВЭЛ» была создана база данных, содержащая результаты реперных нейтронно-физических расчетов по программе РАДАР-2007 [6], для обеспечения потвэльного восстановления концентраций ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs с учетом рассчитанной в комплексе КАСКАД истории нагружения ЯТ во время каждой кампании. В реперных расчетах рассматривались бесконечные решетки твэлов, а также решетки, состоящие из ячеек с твэгом и несколькими окружающими слоями твэлов. Расчеты проводились для ряда фиксированных обогащений и концентраций оксида гадолиния в ЯТ. Величина спектрального индекса в расчете варьировалась. На рис. 1 приведены примеры рассчитанных зависимостей отношения активностей ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs от выгорания для обогащения 1,3 и 4,95% и трех значений спектрального индекса (*И*): видна существенная вариация зависимости для разных типов ЯТ и условий облучения.

С использованием созданной дискретной расчетной базы данных путем интерполяции вычисляются скорости превращений изотопов ¹³³Cs → ¹³⁴Cs (далее — *R*₃₄) и ¹³⁴Cs → ¹³⁵Cs (далее — *R*₄₅) для произвольных значений обогащения ЯТ, выгорания и локальных вариаций спектра нейтронов, описываемых спектральным индексом. Полученные скорости реакций *R*₃₄ и *R*₄₅ используются при интегрировании стандартной системы уравнений для расчета наработки радионуклидов Cs во время топливной кампании для каждой высотной зоны в каждом твэле и твэге а.з.:

$$\begin{cases} \frac{dn_{133}}{dt} = y_{133}\dot{F} - R_{34}n_{133} \\ \frac{dn_{134}}{dt} = R_{34}n_{133} - R_{45}n_{134} - \lambda_{134}n_{134}, \\ \frac{dn_{137}}{dt} = y_{137}\dot{F} - \lambda_{137}n_{137} \end{cases}$$

где *n_i*, *λ_i* — концентрация и константа распада *i*-го изотопа Cs; *y_i* — эффективный выход на деление

²Далее для краткости используем широко распространенный термин «негерметичная ТВС».



Авторы составили рисунок на основе расчетов [6], проведенных отделом проектного обоснования ядерного топлива АО «ТВЭЛ»

Рис. 1. Зависимости отношения активностей радионуклидов цезия $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ от выгорания топлива, рассчитанные в программе РАДАР-2007. Параметры: обогащение – 1,3 и 4,95 %; спектральный индекс (r) – 0,4, 0,9 и 1,4

(вероятность образования того или иного осколка при одном делении), для ^{134}Cs выход пренебрежимо мал; \bar{F} – скорость делений в единице объема.

Во время кампании скорости реакций \bar{F} , R_{34} и R_{45} меняются в зависимости от компоновки а.з. и эволюции мощности реактора. Приведенная система уравнений интегрируется численно. На каждом временном шаге значения мощности, выгорания и спектрального индекса (по которым восстанавливаются значения параметров \bar{F} , R_{34} и R_{45} для данной системы уравнений в каждой высотной ячейке твэлов и твэгов) извлекаются из выходных файлов КАСКАДа для рассматриваемой топливной кампании. По результатам интегрирования приведенной системы уравнений получаем динамику изменения локальных концентраций ^{134}Cs и ^{137}Cs во всех твэлах и твэгах а.з.

Для оптимизации выявления негерметичных ТВС при КГО результаты потвэльных расчетов по содержанию радионуклидов Cs в ЯТ сопоставляются с результатами измерения активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффекта (с учетом погрешности измерений и разброса данных). При этом автоматически отбираются те твэлы (твэги), расчетное содержание ^{134}Cs и ^{137}Cs в которых в наибольшей степени соответствует результатам измерения активности во время спайк-эффекта. Разработанная методика позволяет обрабатывать данные по спайк-эффектам как при останове РУ на планово-предупредительный ремонт (ППР), так и в течение кампании.

Пример использования методики экспресс-расчета

Рассмотрим пример использования методики для анализа кампании на реакторе ВВЭР-1000, после которой штатными средствами АЭС была обнару-

жена одна негерметичная ТВС. Далее эта ТВС была исследована в АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (далее – ГНЦ НИИАР). В горячих камерах в ходе послереакторных исследований в ТВС был обнаружен один негерметичный твэл.

Оценка выгорания ЯТ по типовой методике³ (по отношению активностей ^{134}Cs и ^{137}Cs , измеренных при останове на ППР) составила $63,5 \pm 10,1$ МВт·сут/кгU. Однако фактическое среднее выгорание негерметичной ТВС на конец кампании – 40,9 МВт·сут/кгU, не соответствует диапазону, оцененному по типовой методике. Неоднозначность применения и интерпретации результатов (помимо значительных погрешностей в некоторых случаях) – значимый минус типовой методики КГО для ВВЭР-1000.

Для анализа кампании, после которой была обнаружена указанная негерметичная ТВС, применили разработанную методику экспресс-расчета содержания Cs в твэлах и твэгах, используя данные комплекса КАСКАД. Результаты представили на рис. 2. Каждому твэлу (твэгу) в а.з. соответствует синяя (серая) точка, координаты которой по горизонтальной оси определяются средним выгоранием данного твэла (твэга) на конец кампании, а координаты по вертикальной оси – средним расчетным отношением активностей ^{134}Cs и ^{137}Cs на конец кампании в данном твэле (твэге). Твэлы и твэги негерметичной ТВС показаны красными точками. Точка, соответствующая обнаруженному в ГНЦ НИИАР негерметичному твэлу, выделена черным кружком (см. рис. 2).

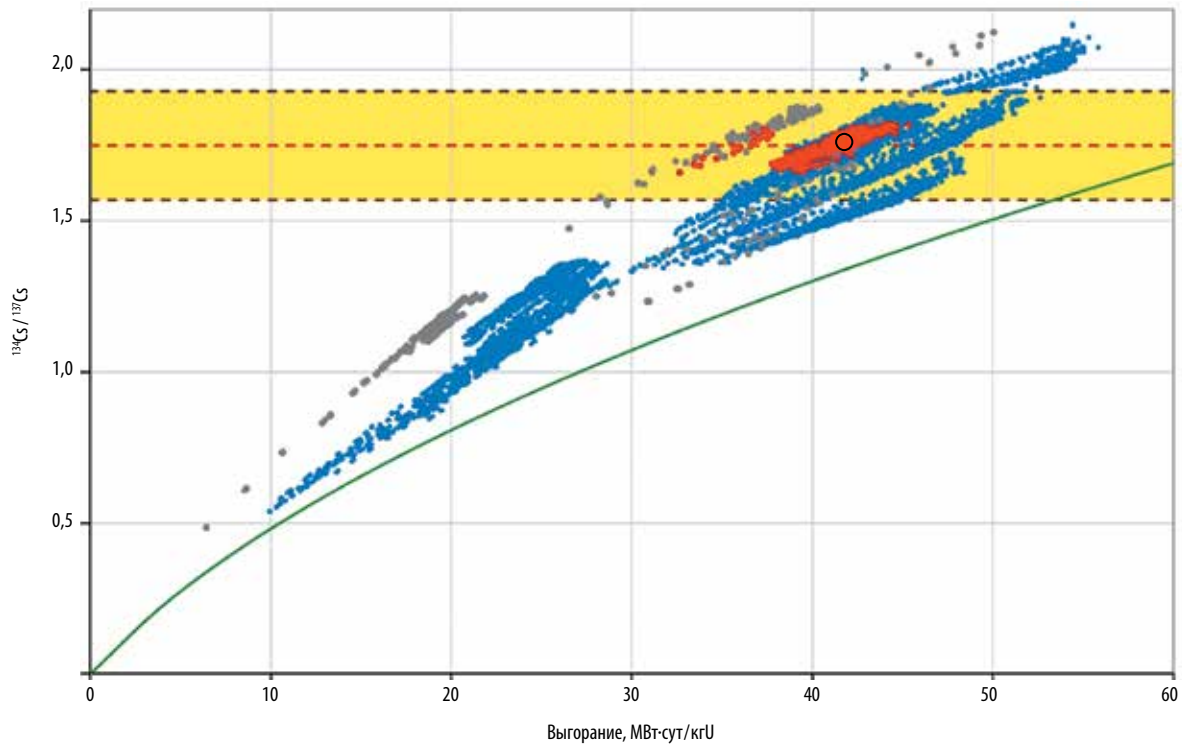
Новая методика однозначно показала, что значения отношения активностей ^{134}Cs и ^{137}Cs для всех твэлов негерметичной ТВС находятся очень близко к результатам измерений, полученных при останове на ППР. Для выявленного негерметичного твэла наблюдается практически точное совпадение с результатами измерений (см. рис. 2). Таким образом, результаты применения разработанной методики и послереакторных исследований негерметичной ТВС полностью согласуются. Это позволяет сделать вывод, что новая методика дает существенно лучший результат по сравнению с типовой методикой КГО.

Программный модуль ЦЕЗАРь

Разработанная методика была реализована в виде программного модуля «ЦЕЗия Автоматизированный Расчет» (ЦЕЗАРь). Конечный результат работы модуля:

- определение вероятности наличия негерметичного твэла (твэга) в каждой ТВС а.з.;
- установление оптимальной очередности проверки ТВС с целью потенциального сокращения длительности КГО во время ППР (такая задача на АЭС возникает, например, при необходимости

³РД ЭО 1.1.2.10.0521-2009. Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР-1000. Типовая методика контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов (с изменениями). АО «Концерн Росэнергоатом», 2016.



Авторы составили рисунок на основе собственных расчетов

Рис. 2. Зависимости отношения активностей радионуклидов цезия $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ от среднего выгорания ТВЭЛ и ТВЭГ, полученные с использованием новой методики: ● ТВЭЛ; ● ТВЭГ; ● ТВЭЛ и ТВЭГ негерметичной ТВС; ● негерметичный ТВЭЛ. — регламентированная зависимость для РУ ВВЭР-1000; - - измеренное отношение активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ при спайк-эффекте; ■ диапазон неопределенности измеренного отношения активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$

проверки всех ТВС в системе обнаружения дефектныхборок (СОДС), если оперативный сипинг-КГО⁴ в штанге перегрузочной машины не позволил выявить ТВС с подозрением на негерметичность).

На рис. 3 и 4 представлены результаты применения модуля ЦЕЗАРЬ, полученные при его валидации, для случая, представленного на рис. 2. На рис. 3 приведена диаграмма с последовательностью ТВС, упорядоченной по убыванию вероятности обнаружения в них негерметичного ТВЭЛ. Как видно из диаграммы, все ТВС по вероятности обнаружения негерметичного ТВЭЛ можно условно разделить на две примерно равные группы: с практически значимой вероятностью (хотя ее значения и отличаются для разных ТВС) и с исчезающе малой вероятностью.

Среди ТВС с самой высокой вероятностью наличия негерметичного ТВЭЛ находится и обнаруженная негерметичная ТВС, эксплуатировавшаяся в ячейке № 81 (выделена красным на рис. 3 и синим — на рис. 4).

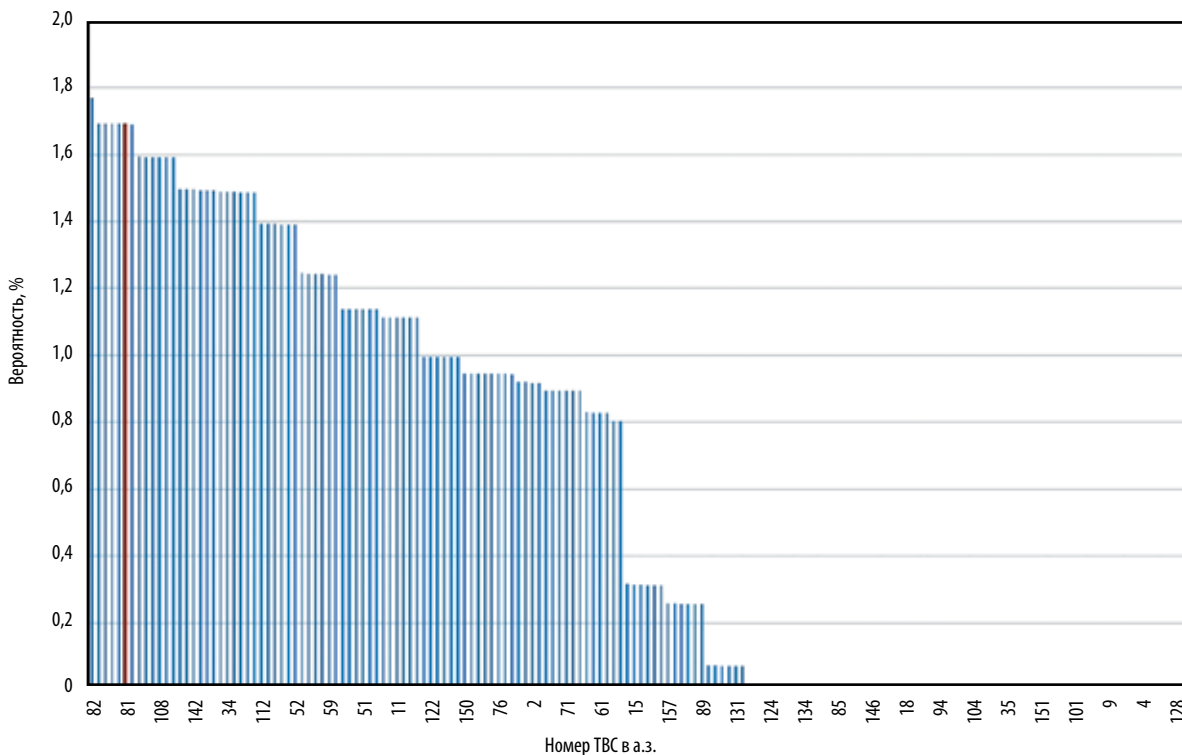
Последовательности ТВС, упорядоченной по убыванию вероятности обнаружения в ней негерметичного ТВЭЛ (см. рис. 3), соответствует картограмма а.з. с цветовой индикацией (см. рис. 4). Ярко-красный цвет (ок. 1,0 на шкале) означает наибольшую

вероятность обнаружения негерметичного ТВЭЛ — эти ТВС рекомендуется проверять в первую очередь, если отсутствуют результаты оперативного сипинг-КГО в штанге перегрузочной машины. Темно-зеленым цветом (ок. 0 на шкале) обозначены те сборки, в которых наличие негерметичного ТВЭЛ можно практически исключить.

Валидация программного модуля ЦЕЗАРЬ. Отобраны данные по 14 топливным кампаниям, по завершении которых было обнаружено по одной негерметичной ТВС. При валидации модуля для всех кампаний использовали данные нейтронно-физических расчетов в КАСКАДе, результаты измерения активности теплоносителя 1-го контура во время работы реактора, а также акты КГО на остановленном реакторе, акты осмотра негерметичных ТВС и отчеты о послереакторных исследованиях (при наличии).

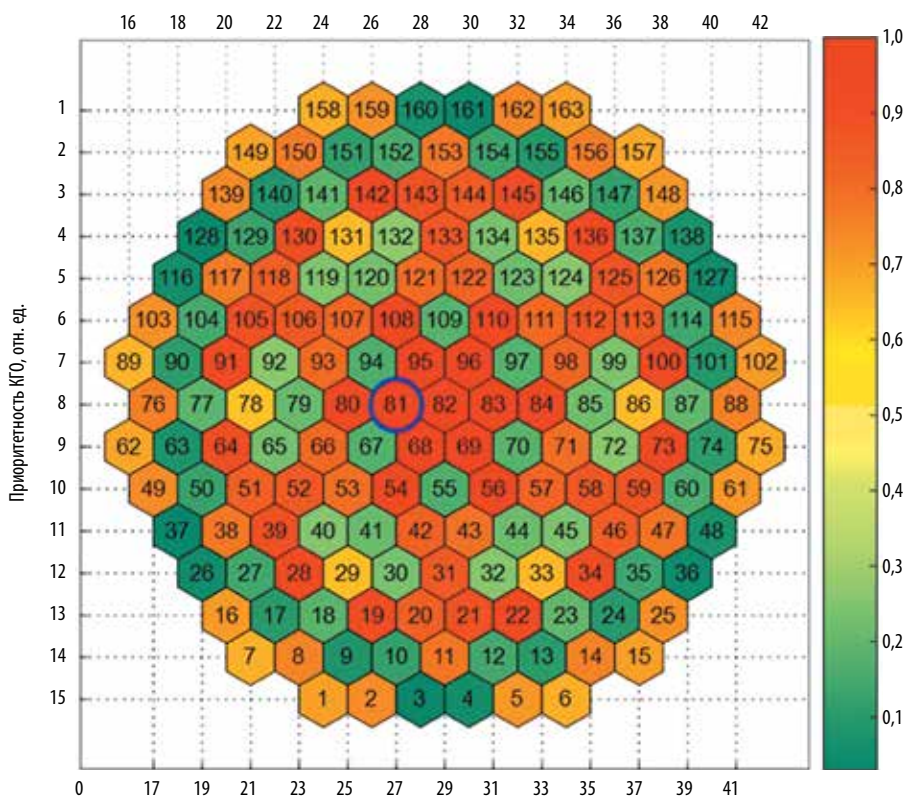
Сначала данные обрабатывали по типовой методике КГО, при этом величины фактического выгорания всех обнаруженных негерметичных ТВС не попали в диапазон выгораний, оцененный по типовой методике. Результаты применения модуля ЦЕЗАРЬ: все обнаруженные негерметичные ТВС были идентифицированы в модуле как ТВС с высокой вероятностью наличия негерметичного ТВЭЛ и высоким приоритетом проверки во время ППР.

⁴Сипинг-контроль — контроль герметичности оболочек ТВЭЛ в процессе транспортно-технологических операций с ТВС.



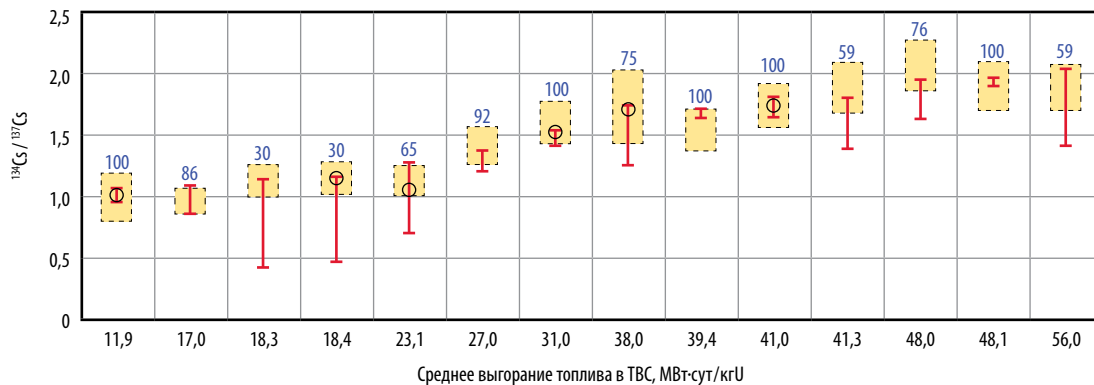
Авторы составили рисунок на основе собственных расчетов по разработанной методике

Рис. 3. Распределение тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне (а.з.) по вероятности наличия в них негерметичного твэла (твэга) в ходе валидации модуля ЦЕЗАРЬ (ЦЕЗия Автоматизированный Расчет). Негерметичная ТВС (№ 81 на картограмме а.з.) отмечена красным цветом



Авторы составили рисунок на основе собственных расчетов по разработанной методике

Рис. 4. Картограмма а.з. ВВЭР (негерметичная ТВС № 81 выделена синим цветом), полученная в процессе валидации модуля ЦЕЗАРЬ. Сборки окрашены в соответствии с рассчитанной по новой методике вероятностью наличия в них негерметичного твэла или твэга. Цветовая шкала: оттенки красного – высокий приоритет проверки герметичности оболочек (КГО), оттенки зеленого – низкий



Авторы составили рисунок на основе собственных расчетов по разработанной методике

Рис. 5. Сводные результаты валидации программного модуля ЦЕЗАРЬ. Фактические данные: диапазон неопределенности отношения активностей изотопов цезия $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$, измеренных во время спайк-эффекта. Прогнозные данные: ┃ рассчитанный в модуле диапазон отношения активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ в твэлах (твэгах) негерметичной ТВС; ○ негерметичный твэл. Доля твэлов и твэгов в ТВС, расчет для которых попал в диапазон отношения измеренных активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ во время спайк-эффекта, указана в % (синим цветом)

На рис. 5 представлены сводные результаты валидации программного модуля ЦЕЗАРЬ. Для большинства твэлов (более 60–70%) в обнаруженных негерметичных ТВС отношения активностей ^{134}Cs и ^{137}Cs в ЯТ, рассчитанные по модулю ЦЕЗАРЬ (вертикальные отрезки красного цвета на рис. 5), попадают в диапазон значений, соответствующий измерениям активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффекта (прямоугольники желтого цвета на рис. 5).

Исключение составляют две негерметичные ТВС, которые эксплуатировались в течение одного топливного цикла на периферии а.з. и характеризуются большим разбросом выгорания твэлов и большой разницей в накоплении Cs в топливе, поэтому в диапазон отношения активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$, измеренных во время спайк-эффекта, попало только ок. 1/3 твэлов этих негерметичных ТВС. Тем не менее эти две сборки, согласно расчетам в ЦЕЗАРе, вошли в число ТВС с высокой вероятностью обнаружения негерметичного твэла.

Круглые маркеры на рис. 5 соответствуют негерметичным твэлам, обнаруженным при визуальном осмотре ТВС на атомной станции или в ходе послеакторных исследований в горячих камерах ГНЦ НИИАР. Для всех этих твэлов расчетные отношения активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ попадают в диапазон, соответствующий измерениям активности $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ во время спайк-эффекта.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Методика, разработанная для выявления тепловыделяющих сборок с негерметичным твэлом (твэгом) в активной зоне ВВЭР, основана на анализе активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов с привлечением данных комплекса КАСКАД по потвэльным историям нагружения ТВС. Методика позволяет:

- исключить большую часть неопределенностей, которые приводят к значимым ошибкам в случае применения регламентированного для ВВЭР метода оценки выгорания топлива в негерметичных сборках;
- оптимизировать очередность проверки ТВС, чтобы сократить общую продолжительность контроля герметичности оболочек, если на АЭС возникает необходимость выявления негерметичных сборок только методом стендового контроля.

Методика реализована в виде программного модуля ЦЕЗАРЬ. Валидация на данных АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 показала, что расчетные данные, полученные при помощи модуля ЦЕЗАРЬ, хорошо согласуются с фактическими характеристиками обнаруженных негерметичных ТВС, и результаты существенно точнее, чем полученные типовым методом контроля герметичности оболочек для ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. IAEA. Review of fuel failures in water cooled reactors. NF-T-2.1. Vienna (Austria), 2010. 178 p.
2. Zänker H., Berndt R. Rough localization of defective PWR fuel rods on the basis of the concentration ratio $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ in the primary coolant. — J. Radioanal. Nucl. Chem., 1988, v. 122, iss. 2, p. 239–244.
<https://doi.org/10.1007/BF02037766>
3. Menéndez M.A.T.; Polytechnic University of Madrid, Paris XI University. Fuel failure detection, characterization and modelling: Effect on radionuclide behaviour in PWR primary coolant. Polytechnic University of Madrid, Paris XI University, 2009. D'ORDRE: 9414
4. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T. et al. The serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. — Ann. Nucl. Energy, 2015, v. 82, p. 142–150.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Калугин М.А. и др. Программа МСУ-FCP для расчета переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений. — Атомная энергия, 2008, т. 105, вып. 2, с. 67–72.
<https://elibrary.ru/jxfchd>
6. Zaritsky S.M., Alekseev N.I., Bolshagin S.N. et al. WWER-1000 core and reflector parameters investigation in the LR-0 reactor. — In: Proc. of PHYSOR-2006 “Advances in Nuclear Analysis and Simulation”, ANS Topical Meeting on Reactor Physics Organized and hosted by the Canadian Nuclear Society. Vancouver (BC, Canada), September 10–14, 2006. Curran Associates, Inc. (NY, USA), 2006, v. 5, p. 2744–2752.

Благодарности

Авторы выражают благодарность Е.К. Косоурову и С.Н. Большагину, сотрудникам отдела проектного обоснования ядерного топлива АО «ТВЭЛ», за плодотворное обсуждение возможностей использования в разработанной методике расчетных данных, полученных при помощи программного комплекса КАСКАД, и проведение реперных нейтронно-физических расчетов по программе РАДАР-2007. Авторы В.В. Атражев и Д.В. Дмитриев дополнительно выражают благодарность Министерству науки и высшего образования Российской Федерации за финансовую поддержку исследования.

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Наибольший вклад распределен следующим образом: И.А. Евдокимов — концепция работы, разработка методики, написание и утверждение окончательной версии текста рукописи для публикации; Д.В. Дмитриев — проведение расчетно-теоретических нейтронно-физических исследований, разработка методики, написание текста рукописи; Е.Ю. Афанасьева, А.Г. Хромов, П.М. Калинин, А.А. Сорокин, В.В. Атражев — разработка расчетных алгоритмов, верификация и валидация методики, разработка интерфейса модуля ЦЕЗАРь, обсуждение текста рукописи; И.О. Горюшин, А.Ю. Бурцев, С.П. Золотарев, С.В. Бабкин, Т.Ю. Квичанская — создание программного модуля ЦЕЗАРь.

Идентификаторы авторов

Евдокимов Игорь Анатольевич: SPIN-код 9612-6992; AuthorID 35712; Scopus ID 7006150263
 Дмитриев Дмитрий Владимирович: SPIN-код 9291-5289; AuthorID 51221; Scopus ID 7005975574; ORCID 0000-0001-7257-6461
 Афанасьева Елена Юрьевна: SPIN-код 2787-9205; AuthorID 125129; Scopus ID 57224864871
 Хромов Андрей Григорьевич: SPIN-код 2035-1730; AuthorID 119667; Scopus ID 57225745854
 Калинин Петр Михайлович: SPIN-код 1318-6736; AuthorID 1100387; Scopus ID 57203243850
 Сорокин Анатолий Александрович: SPIN-код 6332-0251; AuthorID 115359; Scopus ID 57214543863
 Горюшин Игорь Олегович: SPIN-код 1584-6953; AuthorID 129455; Scopus ID 56203591200
 Бурцев Александр Юрьевич: SPIN-код 2315-5335; Scopus ID 56203745100
 Золотарев Сергей Петрович: SPIN-код 5762-7201; AuthorID 1298266
 Бабкин Сергей Викторович: SPIN-код 2744-6386; AuthorID 29458
 Квичанская Татьяна Юрьевна: SPIN-код 7133-2617; AuthorID 1298220
 Атражев Вадим Владимирович: SPIN-код 7121-7975; AuthorID 56026; Scopus ID 7003678680; ORCID 0000-0002-5474-9864

УДК 621.039.6
PACS 28.52.–s

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УСЛОВИЙ ПЕРЕГРУЗКИ МОДУЛЯ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО БЛАНКЕТА ГИБРИДНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С УРАНОВЫМ И ТОРИЕВЫМ СЫРЬЕМ

Данилов И.В., Ларионов И.А., Лешуков А.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Назаров В.С., Размеров А.В., Свириденко М.Н., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г.

(АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала», г. Москва)

Контакты: Иван Борисович Лукасевич; lksv@nikiet.ru

Актуальность. В проекте твердотельного blankets (АО «НИКИЭТ») термоядерной гибридной реакторной установки типа «токамак» применение «сухой выдержки» могло бы существенно облегчить конструктивную и технологическую реализацию режима останова. Однако требуется расчетное подтверждение (не)превышения пределов безопасной эксплуатации blankets с «сухой выдержкой» в режиме останова.

Цель работы — определение безопасных условий перегрузки сырьевого blankets гибридной термоядерной реакторной установки в режиме останова.

Материал и методы. Рассмотрены варианты твердотельного blankets: с урановым и ториевым сырьем, с теплоносителем — тяжелой и легкой водой в наиболее консервативных условиях. Blanket смоделирован как подкритическая система, облучаемая термоядерными нейтронами с энергией 14,1 МэВ. Расчеты проведены в программе MCU-BR с базой ядерных данных MDBBR50. Исследование условий «сухой выдержки» в режиме останова: расчет величин и анализ поведения остаточного энерговыделения; теплофизическое моделирование «сухой выдержки» модуля blankets на базе расчетных нейтронно-физических характеристик.

Результаты. Мощность blankets с ториевым сырьем в период облучения в 4–5 раз меньше, чем с урановым, но различие в остаточном энерговыделении между двумя blankets незначительно ввиду существенного вклада в остаточное энерговыделение нуклидов ^{239}Np и ^{233}Pa , с учетом быстрого спада вклада ^{239}Np и долгим влиянием вклада ^{233}Pa . Нейтронно-физический расчет показал, что в период выдержки от 10 до 100 сут остаточное энерговыделение всех рассмотренных вариантов blankets сопоставимо. В режиме останова модуля твердотельного blankets при «сухой выдержке» максимальные значения температуры сырья и важнейших его конструкций быстро (за ~2 ч) достигают и затем значительно превышают эксплуатационные пределы, что требует принудительной циркуляции теплоносителя.

Заключение. Показана неприемлемость «сухой выдержки» при перегрузке модуля твердотельного blankets гибридной реакторной установки как с урановым, так и с ториевым сырьем ввиду быстрого роста температуры сырья и конструкции до максимального уровня, значительно превышающего пределы безопасной эксплуатации. С учетом полученных результатов на следующих этапах проектирования будут разрабатываться системы для перегрузочных операций.

Ключевые слова: сухая выдержка blankets, управляемый термоядерный синтез (УТС), термоядерная установка, гибридная реакторная установка, гибридная термоядерная установка, синтез — деление, твердотельный blankets, наработка топлива, останов реактора, остаточное энерговыделение

Для цитирования: Данилов И.В., Ларионов И.А., Лешуков А.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Назаров В.С., Размеров А.В., Свириденко М.Н., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г. Определение условий перегрузки модуля твердотельного blankets гибридной реакторной установки с урановым и ториевым сырьем. — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 251–258.

Финансирование. Работа выполнена в рамках государственного контракта № Н.4к.241.09.23.1066 от 19.04.2023.

Потенциальный конфликт интересов. А.В. Лопаткин — член редколлегии журнала «Атомная энергия», заявляет об отсутствии конфликта интересов, требующего раскрытия в данной статье. Остальные авторы также заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

Концепция blankets гибридной термоядерной установки с функцией наработки ядерного топлива. Эффективность управляемого термоядерного синтеза (УТС) существенно возрастает при реализации его в рамках гибридной термоядерной технологии, в которой задействуется не только реакция синтеза, но и реакция деления, то есть на базе так называемой реакторной системы «синтез — деление». Гибридная термоядерная технология, идея которой восходит к заре ядерной эры [1, 2], позволяет не только многократно увеличить энергетический выход установки в расчете на одну реакцию синтеза легких ядер и повысить эффективность наработки трития как термоядерного горючего, но и задействовать УТС для решения ряда важных специфических задач, таких как наработка

ядерного топлива, дожигание (трансмутация) ядерных отходов и т. д. [3–6].

Ядерные материалы, отвечающие за «деление» в гибридной термоядерной системе, размещаются в так называемом blankets — специальной конструкции, которая располагается в непосредственной близости от плазмы таким образом, чтобы обеспечить максимальную экспозицию ядерного материала в потоке термоядерных нейтронов, образовавшихся в плазме и реакциях синтеза.

В проекте твердотельного blankets АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала» (далее — АО «НИКИЭТ») гибридной термоядерной реакторной установки (ГТРУ) типа «токамак» значительно упростить конструктивные и технологические

решения для реализации режима останова можно было бы за счет применения так называемой сухой выдержки. При этом подходе после прекращения облучения в условиях воздействия остаточного тепловыделения сначала проводится выдержка с охлаждением при номинальном расходе теплоносителя в тракте первого контура, а затем выполняются дренирование теплоносителя и осушка тракта. Далее модуль бланкета выдерживается в отсутствие теплоотвода или с теплоотводом, обусловленным естественным теплообменом между элементами конструкции модуля.

Цель проведенной работы состояла в определении безопасных условий перегрузки сырьевого бланкета ГТРУ с «сухой выдержкой» в режиме останова.

Задачи, поэтапно решаемые в ходе исследования:

- определение поведения остаточного энерговыделения в режиме останова в течение практически значимого интервала от нескольких минут до нескольких месяцев после прекращения облучения бланкета;
- анализ характера поведения остаточного энерговыделения, в том числе сравнительный анализ поведения остаточного энерговыделения в ториевом и урановом бланкетах;
- теплофизическое моделирование сухой выдержки модуля твердотельного бланкета;
- анализ результатов, полученных в теплофизическом моделировании, для определения возможности применения сухой выдержки при перегрузке.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

В 2021 г. в АО «НИКИЭТ» начаты разработка и расчетное обоснование концепции твердотельного бланкета ГТРУ с функцией наработки ядерного топлива для реакторов деления на АЭС и замыкания топливных циклов U–Pu и (или) Th–U. В качестве сырьевых материалов рассматриваются отвалы уран и торий. Первые полученные результаты и конструктивные решения, принятые в рамках данной разработки, представлены в [7, 8]. В 2024 г. разработка продолжилась на этапе эскизного проекта.

К твердотельному бланкету ГТРУ предъявляются следующие технические требования:

- бланкет должен рассматриваться как устройство для наработки ядерного топлива для реакторов деления на АЭС в топливных циклах обоих типов: Th–U и U–Pu;
- в качестве сырьевых материалов рассматривается отвалы уран с долей ^{235}U , равной 0,3%, и торий в виде изотопа ^{232}Th ;
- в качестве внешнего источника первичных нейтронов рассматривается термоядерный реактор типа «токамак» с плазмой, в которой протекают DT-реакции (дейтерий – тритий), генерирующие нейтроны с энергией 14,1 МэВ;
- бланкет размещается на внешнем обводе вакуумной камеры токамака;

- средняя нейтронная нагрузка на первую стенку внешнего обвода вакуумной камеры составляет 0,4 МВт/м²;
- бланкет должен служить подкритической ядерной системой с эффективным коэффициентом размножения нейтронов $K_{эф} \leq 0,95$;
- сырьевой материал в бланкете должен быть в твердом агрегатном состоянии.

РЕЖИМ ОСТАНОВА И «СУХАЯ ВЫДЕРЖКА» КАК ВАРИАНТ ПЕРЕГРУЗОЧНОГО РЕЖИМА МОДУЛЯ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО БЛАНКЕТА

Важная задача разработки концепции твердотельного бланкета – обеспечение работоспособности модуля бланкета в режиме останова для перегрузки. Анализ теплогидравлических параметров твердотельного модуля бланкета ГТРУ в режиме останова необходим для определения и выбора режимов работы технологического оборудования при перегрузке, транспортировании и демонтаже модулей. Расчетное исследование условий «сухой выдержки» в режиме останова состоит из двух последовательных этапов: расчета величин и анализа поведения остаточных энерговыделений, а затем выполнения теплофизического моделирования на базе результатов расчета нейтронно-физических характеристик бланкета.

При проведении расчетов рассматривался модуль бланкета в наиболее консервативных условиях, формируемых плотной компоновкой, то есть при задании зеркальных границ на тороидальных и полоидальных торцах, а также со стороны плазмы. Расчеты выполнены в программе MCU-BR с базой ядерных данных MDBBR50.

ДИНАМИКА ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ДЛЯ УРАНОВОГО И ТОРИЕВОГО СЫРЬЯ

В контексте поставленной задачи более перспективным представляется вариант бланкета с ториевым сырьевым материалом. Действительно, при работе под облучением со стороны термоядерной плазмы энерговыделение в ториевом сырьевом материале оказывается в 4–5 раз ниже, чем в урановом, что обусловлено гораздо меньшим числом делений ^{232}Th по сравнению с ^{238}U . Значения энерговыделения в сырьевых элементах, расположенных в части модуля, обращенной к плазме, полученные в расчетах:

- 1) для урановой компоновки:
 - с тяжеловодным теплоносителем – ок. 43 Вт/см³;
 - с легководным теплоносителем – ок. 76 Вт/см³;
- 2) для ториевой компоновки:
 - с тяжеловодным теплоносителем – ок. 10 Вт/см³;
 - с легководным теплоносителем – ок. 14 Вт/см³.

Энерговыделение в урановом модуле бланкета с легкой водой оказывается примерно в 1,8 раза больше, чем с тяжелой водой, вследствие более выраженного деления изотопа ^{235}U , а также наработанного нуклида ^{239}Pu в условиях замедления нейтронов, характерных для компоновки с легкой водой. Энерговыделение

в ториевом модуле бланкета с легкой водой оказывается примерно в 1,4 раза больше, чем с тяжелой водой, что обусловлено более интенсивным делением наработанного нуклида ^{233}U вследствие большего количества в потоке нейтронов эпитепловой и тепловой энергии.

Факт существенно меньшей энергонапряженности ториевого модуля позволяет предполагать, что и в режиме останова ториевая компоновка также окажется менее энергонапряженной, поскольку величина остаточного энерговыделения пропорциональна энерговыделению в конструкции во время облучения, предшествующего режиму останова. Однако проведенные расчеты не демонстрируют такое отличие в значениях остаточного энерговыделения ториевого и уранового бланкетов. Непосредственно после прекращения облучения величина остаточного энерговыделения составляет примерно 6–7% от таковой при облучении как для уранового, так и для ториевого сырья, т.е. на начальном этапе выдержки ториевый модуль действительно оказывается существенно менее энергонапряженным, чем урановый. Однако такая разница между этими модулями наблюдается лишь в первые часы. После 1 сут значення энерговыделения уранового и ториевого бланкетов начинают сближаться, и после ~10 сут оказываются сопоставимыми (рис. 1).

На рис. 1, демонстрирующем ход кривых энерговыделения, видно, что после 2–3 сут выдержки остаточное энерговыделение в урановом бланкете начинает резко снижаться, тогда как темп снижения в ториевом бланкете замедляется. Можно предположить, что причина такого характера динамики состоит в том, что помимо продуктов деления в величину остаточного энерговыделения существенный вклад вносят нуклиды – предшественники топливных нуклидов ^{239}Pu и ^{233}U , то есть нуклиды ^{239}Np и ^{233}Pa для уранового и ториевого бланкетов соответственно. Их вклад составляет десятки процентов от всего остаточного энерговыделения, а в определенные периоды даже доминирует, что видно из табл. 1 и 2, в которых представлены радионуклиды, вносящие основной вклад в остаточное энерговыделение для различной длительности выдержки – от часа до года.

Для того чтобы подтвердить предположение, что остаточное энерговыделение, определяемое только продуктами деления, спадает в едином темпе для облученного уранового и ториевого сырья, а существенная разница в его динамике связана с влиянием нуклидов ^{239}Np и ^{233}Pa , из расчетных величин остаточного энерговыделения были исключены вклады ^{239}Np и ^{233}Pa . Получившиеся кривые имеют эквидистантный характер (рис. 2). Таким образом, можно утверждать, что принципиальное различие в динамике остаточного энерговыделения облученного уранового и ториевого сырья определяется именно вкладом ^{239}Np и ^{233}Pa .

Период полураспада нуклида ^{239}Np равен 2,3 сут, поэтому после 2–4 сут следует ускоренный спад

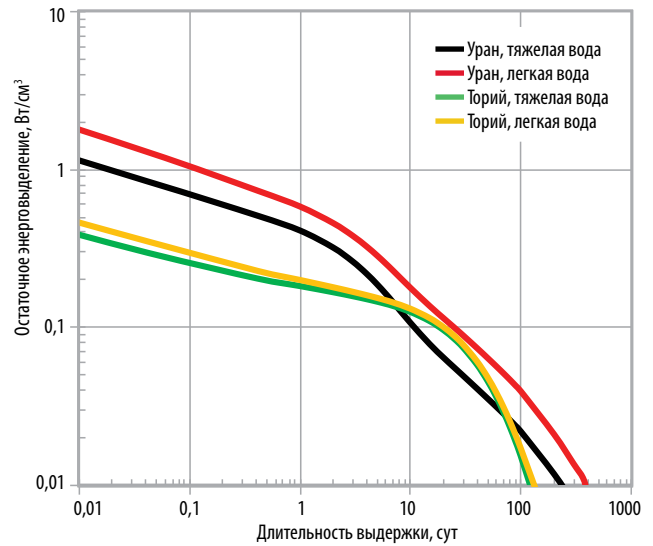


Рисунок сделан авторами

Рис. 1. Динамика остаточного энерговыделения при выдержке для различных вариантов сырьевого материала и теплоносителей

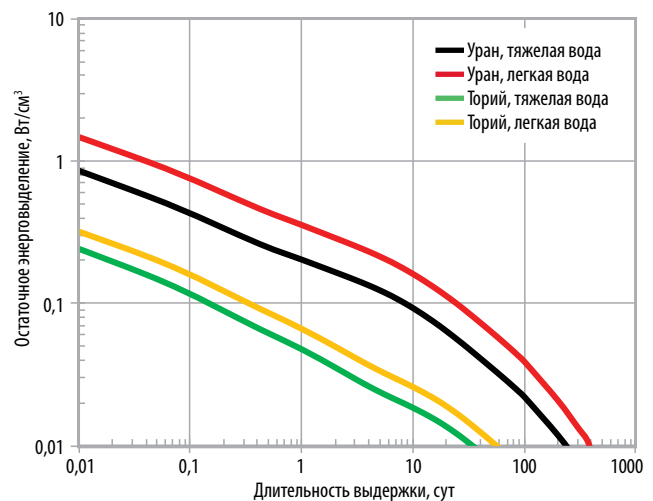


Рисунок сделан авторами

Рис. 2. Динамика остаточного энерговыделения при длительной выдержке для различных вариантов сырьевого материала и теплоносителей без учета вклада нуклидов ^{239}Np и ^{233}Pa

величины остаточного энерговыделения, что отражают кривые (см. рис. 1) остаточного энерговыделения для вариантов уранового бланкета. Аналогичный характер с перегибом, за которым следует ускоренный спад остаточного энерговыделения, имеет место и для вариантов ториевого бланкета, однако поскольку период полураспада нуклида ^{233}Pa составляет 27 сут, этот перегиб формируется при выдержке 20–40 сут. В период выдержки от нескольких до ~100 сут, когда ^{239}Np перестал вносить свой вклад в остаточное энерговыделение, но остается существенный вклад ^{233}Pa , складывается ситуация, когда значения остаточного энерговыделения для всех вариантов бланкета сопоставимы, причем величины для ториевых бланкетов как с легкой, так и с тяжелой водой превышают величину для уранового бланкета с тяжелой водой

Таблица 1. Радионуклиды, вносящие основной удельный вклад (%) в остаточное энерговыделение в урановом бланкете

Время выдержки	Теплоноситель			
	Тяжелая вода		Легкая вода	
	Радионуклид	Вклад, %	Радионуклид	Вклад, %
1 ч	²³⁹ Np	32,8	²³⁹ Np	23,1
	²³⁹ U	5,8	¹³⁴ I	5,6
	¹³⁴ I	4,6	¹⁴⁰ La	5,0
	¹⁴⁰ La	4,1	¹³² I	4,3
	¹³² I	3,5	²³⁹ U	4,1
1 сут	²³⁹ Np	50,7	²³⁹ Np	38,7
	¹⁴⁰ La	8,4	¹⁴⁰ La	11,0
	¹³² I	6,0	¹³² I	7,9
	²³⁷ U	5,9	²³⁷ U	4,2
	⁹⁵ Zr	2,1	⁹⁵ Zr	2,7
10 сут	¹⁴⁰ La	21,5	¹⁴⁰ La	24,2
	²³⁹ Np	13,7	²³⁹ Np	9,0
	²³⁷ U	9,0	⁹⁵ Zr	8,1
	⁹⁵ Nb	7,6	⁹⁵ Nb	8,1
	⁹⁵ Zr	7,5	¹⁰³ Ru	6,1
100 сут	¹⁴⁴ Pr	22,5	⁹⁵ Nb	22,4
	⁹⁵ Nb	22,2	¹⁴⁴ Pr	21,9
	¹⁰⁶ Rh	15,5	¹⁰⁶ Rh	15,1
	⁹⁵ Zr	13,7	⁹⁵ Zr	13,9
	⁹¹ Y	7,4	⁹¹ Y	7,5
1 год	¹⁴⁴ Pr	41,2	¹⁴⁴ Pr	40,7
	¹⁰⁶ Rh	32,9	¹⁰⁶ Rh	32,4
	⁹⁵ Nb	5,6	⁹⁵ Nb	5,8
	¹⁴⁴ Ce	3,7	¹⁴⁴ Ce	3,7
	^{137m} Ba	2,7	⁹⁵ Zr	2,8

Авторы составили таблицу на основе собственных данных

Примечание. Вклад радионуклидов в остаточное энерговыделение в урановом бланкете представлен как отношение (%) к полному остаточному энерговыделению в определенный момент времени.

Таблица 2. Радионуклиды, вносящие основной удельный вклад (%) в остаточное энерговыделение в ториевом бланкете

Время выдержки	Теплоноситель			
	Тяжелая вода		Легкая вода	
	Радионуклид	Вклад, %	Радионуклид	Вклад, %
1 ч	²³³ Pa	46,6	²³³ Pa	38,9
	²³³ Th	7,9	²³³ Th	6,6
	²³¹ Th	5,8	²³¹ Th	4,9
	¹⁴⁰ La	3,2	¹⁴⁰ La	3,8
	⁸⁸ Rb	2,2	²³² Pa	3,8

Окончание табл. 2

Время выдержки	Теплоноситель			
	Тяжелая вода		Легкая вода	
	Радионуклид	Вклад, %	Радионуклид	Вклад, %
1 сут	²³³ Pa	73,8	²³³ Pa	66,5
	¹⁴⁰ La	5,1	¹⁴⁰ La	6,7
	²³¹ Th	5,1	²³¹ Th	4,6
	²³² Pa	2,1	²³² Pa	4,0
	¹³² I	1,6	¹³² I	2,1
10 сут	²³³ Pa	85,2	²³³ Pa	80,2
	¹⁴⁰ La	5,0	¹⁴⁰ La	6,8
	¹⁴⁴ Pr	1,5	¹⁴⁴ Pr	1,8
	⁹⁵ Zr	1,3	⁹⁵ Zr	1,7
	⁹⁵ Nb	1,3	⁹⁵ Nb	1,6
100 сут	²³³ Pa	68,4	²³³ Pa	60,6
	¹⁴⁴ Pr	9,5	¹⁴⁴ Pr	11,0
	⁹⁵ Nb	6,4	⁹⁵ Nb	7,9
	⁹⁵ Zr	4,0	⁹⁵ Zr	5,0
	⁹¹ Y	3,3	⁹¹ Y	4,0
1 год	¹⁴⁴ Pr	46,5	¹⁴⁴ Pr	39,3
	²³² U	9,5	²³² U	13,0
	²¹⁶ Po	4,7	²¹⁶ Po	6,3
	⁹⁵ Nb	4,4	²²⁰ Rn	5,9
	²²⁰ Rn	4,3	²²⁴ Ra	5,3

Авторы составили таблицу на основе собственных данных

Примечание. Вклад радионуклидов в остаточное энерговыделение в ториевом бланкете представлен как отношение (%) к полному остаточному энерговыделению в определенный момент времени.

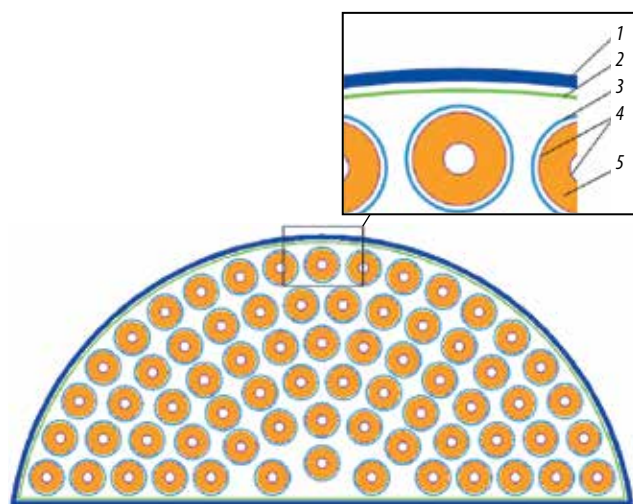


Рисунок сделан авторами

Рис. 3. Канальная компоновка зоны наработки топлива (ЗНТ) твердотельного модуля бланкета с урановым сырьем и теплоносителем – легкой водой: 1 – корпус модуля; 2 – кожух ЗНТ; 3 – канальная труба; 4 – оболочка топливного элемента (тэл); 5 – сердечник тэл

и приближаются к значениям энерговыделения уранового бланкета с легкой водой (см. рис. 1).

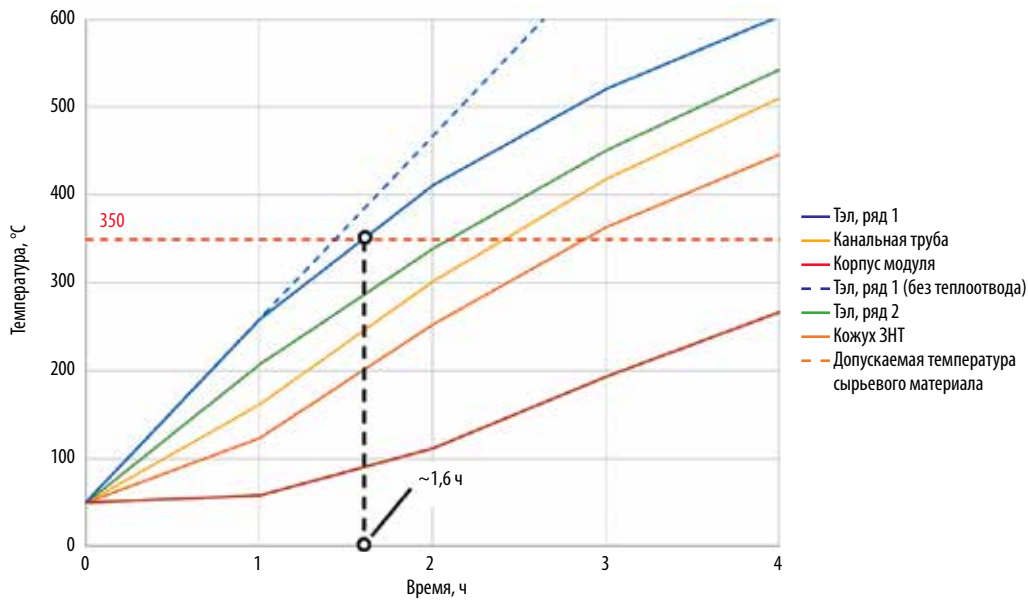
ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ «СУХОЙ ВЫДЕРЖКИ» МОДУЛЯ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО БЛАНКЕТА

Для разработки технических решений, определяющих организацию перегрузочных операций, было проведено теплофизическое моделирование процесса «сухой выдержки» модуля твердотельного бланкета, использующее в качестве исходных данных полученные кривые остаточного энерговыделения.

Проведен расчетный анализ для следующих условий: канальная компоновка (рис. 3) зоны наработки топлива модуля твердотельного бланкета, сырьевой материал – отвальный уран, теплоноситель – легкая вода, состояние – после кампании облучения длительностью 1 год с нейтронной нагрузкой на первую стенку 0,4 МВт/м².

Расчет нестационарных полей температур в модуле твердотельного бланкета, обусловленных

а



б

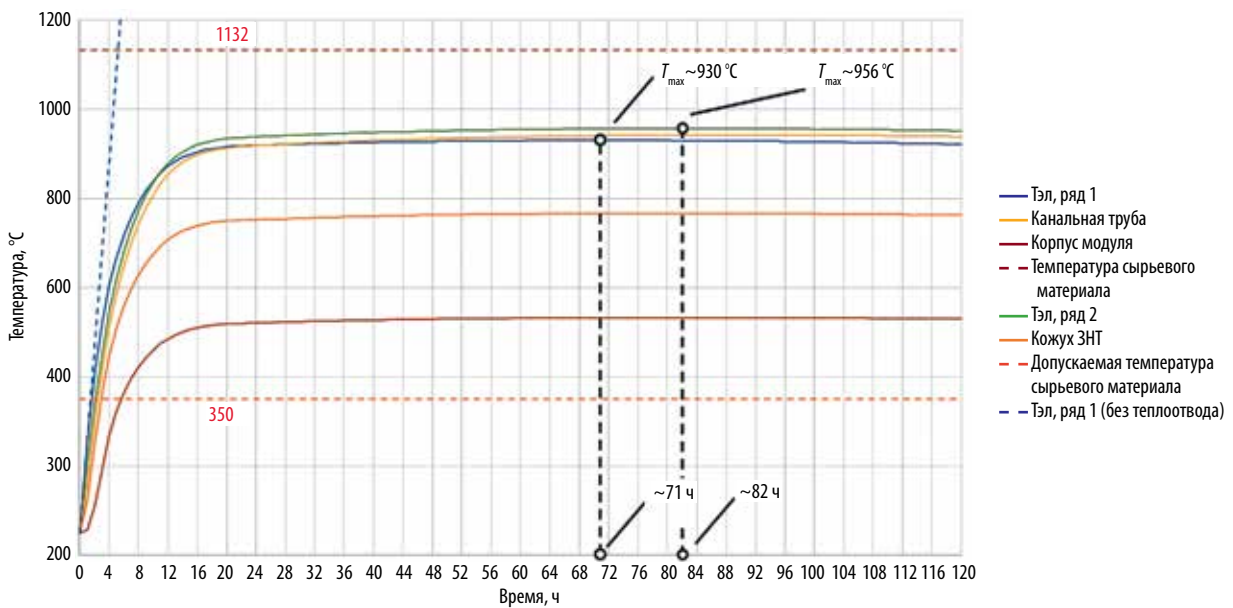


Рисунок сделан авторами

Рис. 4. Временная динамика максимальных значений температур (T_{max}) элементов конструкции модуля твердотельного blankets после выдержки с охлаждением в течение 10 сут и последующей «сухой выдержкой» при теплоотводе излучением (степень черноты – 0,25). Разогрев: *а* – в течение 4 ч (начало процесса); *б* – в течение 120 ч. ЗНТ – зона набортки топлива; тэл – топливный элемент

теплоотводом в виде излучения, проведен для различных значений степени черноты элементов конструкции модуля blankets в программном комплексе ANSYS с использованием параметрического языка программирования APDL. По мере снижения степени черноты темп разогрева модуля blankets при «сухой выдержке» повышается, и максимальные значения во времени температур элементов конструкции увеличиваются. Сценарий, результаты для которого представлены на рис. 4, вероятно, достаточно реалистичный, так как следует ожидать, что

степень черноты элементов конструкции может составить величину порядка 0,3.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Рассмотрение возможности «сухой выдержки» модуля твердотельного blankets в теплофизическом аспекте показало, что максимумы температур сырьевого материала (отвальный уран) и оболочки (циркониевый сплав Э-110) топливного элемента (тэл) за короткий промежуток времени (~2 ч) достигают и затем значительно превышают температуры, допускаемые

для металлического сырьевого материала (350 °С), даже при оптимистическом сценарии теплоотвода, что может привести к разрушению оболочки тЭЛ, служащей первым барьером глубокоэшелонированной защиты на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду. Максимальные значения температуры кожуха зоны наработки топлива и корпуса модуля blankets также существенно превышают эксплуатационные пределы. Кроме того, высокая температура элементов конструкции сохраняется длительное время (ок. нескольких суток). Наконец, время достижения допустимых температур сырьевого материала и оболочки тЭЛ предположительно значительно меньше времени, требуемого для работы оборудования при перегрузке, транспортировке и демонтаже твердотельного blankets ГТРУ, особенно с учетом трудоемких подготовительных операций, таких как снятие вакуума в объеме корпуса.

Расчетное исследование сценария, в котором теплоотвод от конструкции модуля твердотельного blankets осуществляется за счет естественной конвекции (а не излучения), дает примерно такие же

результаты в отношении времени разогрева модуля и достигаемого уровня температур в условиях воздействия остаточных энерговыделений в режиме останова.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследования подтвердили, что «сухая выдержка» модуля твердотельного blankets гибридной термоядерной реакторной установки в режиме останова при перегрузке недопустима как для уранового, так и для ториевого сырья, поскольку максимальные значения температур в этом варианте превышают допустимые пределы безопасной эксплуатации, в том числе оборудования при перегрузке, транспортировке и демонтаже твердотельного blankets гибридной термоядерной реакторной установки, а значит, потребуются постоянное принудительное охлаждение модуля. С учетом полученных результатов на следующих этапах проектирования продолжатся работы по поиску систем, позволяющих обеспечить работоспособность и безопасность конструкций при проведении перегрузочных операций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сахаров А.Д. Воспоминания. В 2 т.— М.: Права человека, 1996, т. 1, 915 с.
2. Курчатov И.В. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. Собрание научных трудов в 6 т. — М.: Наука, 2012, т. 5, с. 78–81.
3. Велихов Е.П., Ильгисонис В.И. Перспективы термоядерных исследований. — Вестник РАН, 2021, т. 91, № 5, с. 470–478. <https://elibrary.ru/jplgbg>
<https://doi.org/10.31857/S0869587321050248>
4. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2009, т. 32, вып. 1, с. 3–29. <https://elibrary.ru/jwwjqb>
5. Орлов В.В., Пономарёв Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 105–114. <https://www.elibrary.ru/yrhcbv>
<https://doi.org/10.1007/s10512-018-0386-5>
6. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б. УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез—деление на основе токамака. — М.: Троянт, 2016. 320 с.
7. Стребков Ю.С., Афремов Д.А., Архипов О.П. и др. Разработка и расчетное обоснование концепции твердотельного blankets гибридной реакторной установки. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 29–40. <https://elibrary.ru/dftdgi>
<https://doi.org/10.21517/0202-3822-2022-46-1-29-40>
8. Лешуков А.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. и др. Сравнительные оценки эффективности наработки ядерного топлива в гибридном термоядерном реакторе с ураном и торием. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 41–48. <https://elibrary.ru/axxkvt>
<https://doi.org/10.21517/0202-3822-2023-46-1-41-48>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Вклад в проведение работы распределен следующим образом: И.В. Данилов и М.Н. Свириденко — разработка концепции, координация работ; А.В. Лопаткин и Ю.С. Стребков — разработка концепции, координация работ, утверждение окончательной версии рукописи; И.Б. Лукасевич и А.В. Размеров — выполнение расчетов, анализ результатов, работа с литературой, написание текста рукописи; И.А. Ларионов, А.Ю. Лешуков, А.Г. Сысоев — участие в анализе полученных результатов; В.С. Назаров — выполнение расчетов.

Идентификаторы авторов

Данилов Игорь Викторович: Author ID 704574, Scopus 57035034600

Ларионов Игорь Александрович: Scopus 57193757106

Лешуков Андрей Юрьевич: Author ID 704887, Scopus 12139788000

Лопаткин Александр Викторович: Author ID 1103914, Scopus 7006076753

Лукасевич Иван Борисович: SPIN-код 7515-3821, Author ID 173192, Scopus 23091337600

Назаров Владимир Сергеевич: Scopus 8911418600

Размеров Алексей Владимирович: Scopus 56179360900

Свириденко Максим Николаевич: Author ID 705865, Scopus 12140033800

Стребков Юрий Сергеевич: Author ID 639475, Scopus 6701632786

Сысоев Андрей Геннадьевич: Scopus 57201562197

УДК 621.039.586
PACS 82.30.Фи

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ЗНАЧЕНИЯ pH ВОДНОЙ СРЕДЫ ПРЯМКА ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ ПРИ ПРОЕКТНОЙ И ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИЯХ НА АЭС С ВВЭР-1200

Гаврилов А.В., Нигматуллин Д.Р., Прохоров Н.А., Крицкий В.Г.
(АО «Атомэнергопроект», г. Москва)Контакты: Антон Владимирович Гаврилов; avgavrilov@spbaep.ru

Актуальность. Удержание радиоактивного иода в пределах защитной оболочки в случае аварий на АЭС с ВВЭР — одна из важных задач, требующая решения. Ключевой фактор, влияющий на летучесть иода, — значение pH водной среды внутри защитной оболочки. Для подавления летучих форм иода pH должен быть больше 7,0 (требования по безопасности EUR). Отсутствие отечественных расчетных моделей для оценки динамики pH в ходе аварий существенно затрудняет процесс проектирования.

Цель работы — создание и валидация модели для расчета значений pH водной среды защитной оболочки в ходе проектной и запроектной аварий на АЭС с ВВЭР-1200.

Материал и методы. Рассмотрено два сценария с исходным событием — двусторонним разрывом главного циркуляционного контура: проектная авария без повреждения активной зоны и запроектная — со значительным повреждением активной зоны и отказом активной части системы аварийного охлаждения. Объект исследования — pH водной среды в защитной оболочке. Метод исследования — численное моделирование с использованием разработанной математической модели и программного кода путем решения уравнений химического равновесия между компонентами в водных растворах. Экспериментальные методы для валидации математической модели — потенциометрические измерения pH в водных растворах с известной концентрацией компонентов при 25 °С.

Результаты. Разработана и валидирована математическая модель для расчета значений pH водной среды. Расчеты показали, что в ходе проектной аварии pH находится в диапазоне от 4,2 до 8,0, а максимальных значений pH достигает к 75-й минуте. При запроектной аварии через 10 ч от ее начала pH снижается до 3,2 за счет образования азотной и соляной кислот. После включения спринклерной системы pH повышается до 7,8 и остается на этом уровне до 30 сут после аварии. За счет проектных решений по дополнительному введению щелочи начиная с 40-й минуты pH становится выше 7,0 и держится в диапазоне от 8,0 до 8,4 до включения спринклерной системы.

Заключение. Адекватность предложенной модели подтверждена экспериментальными данными. Верификация модели показала, что принятые на АЭС с ВВЭР-1200 технические решения позволяют обеспечить выполнение требований по связыванию радиоактивного иода в проектной и запроектной авариях.

Ключевые слова: АЭС с ВВЭР, ВВЭР-1200, проектная авария, запроектная авария (ЗПА), водородный показатель (pH), радиоактивный иод, защитная оболочка, контейнмент, летучесть, численное моделирование, математическая модель, константа диссоциации, уравнение электронейтральности

Для цитирования: Гаврилов А.В., Нигматуллин Д.Р., Прохоров Н.А., Крицкий В.Г. Численное моделирование изменения значения pH водной среды прямка защитной оболочки при проектной и запроектной авариях на АЭС с ВВЭР-1200. — Атомная энергия, 2025, т. 138, № 5, с. 259–264.

Финансирование. Исследование проводили без внешнего финансирования.

Потенциальный конфликт интересов. Все авторы заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

При авариях на атомных электростанциях (АЭС) с водо-водяным корпусным энергетическим ядерным реактором (ВВЭР) среди радиоактивных продуктов деления, которые могут выйти из топлива в ходе аварии, радиоактивный иод наиболее значим с точки зрения радиационной безопасности. Необходимо предусмотреть мероприятия по удержанию радиоактивного иода в пределах защитной оболочки (контейнмента), учитывая возможность его утечек в окружающую среду.

Один из ключевых факторов, влияющих на летучесть иода, — значение водородного показателя (pH) водной среды [1]. В кислых средах скорость восстановления молекулярного иода снижается, что приводит к повышению его летучести. В слабощелочных

и нейтральных средах, благодаря увеличению концентрации перекисных радикалов и интенсификации реакции между иодид-ионами и радикалами водорода, а также сольватированными электронами, скорость восстановления иода увеличивается, что, в свою очередь, приводит к снижению его летучести.

В отечественной нормативной документации отсутствуют прямые требования в отношении способов удержания иода в пределах защитной оболочки, в том числе к pH водной среды. За рубежом требования европейских энергетических компаний к АЭС с легководными реакторами (European Utility Requirements, EUR) — одни из основных по безопасности. Для подавления летучих форм иода pH водной среды внутри защитной оболочки должен быть

выше 7,0 согласно требованиям EUR¹. Указанное требование в настоящее время применяется в проектировании как отечественных, так и зарубежных АЭС.

В ходе аварии состав водной среды приемка контейнента обусловлен поступлением компонентов водного теплоносителя реактора, а также охлаждающих, орошающих и корректирующих растворов. Дополнительно могут поступать продукты деления ядерного топлива из негерметичных или разрушенных твэлов, в основном нуклиды иода и цезия. Кроме того, в случае высоких доз гамма-облучения и контакта водного раствора с воздухом в водной фазе накапливается азотная кислота, образующаяся вследствие радиолитического окисления азота воздуха. В результате радиационно-термического разложения хлорсодержащей полимерной кабельной изоляции в водную фазу поступает соляная кислота, которая также увеличивает кислотность среды.

Концентрация веществ определяется типом и сценарием аварии, температурным режимом, мощностью дозы ионизирующего излучения, скоростью образования и выхода из первичной матрицы продуктов разложения или радиационным выходом, возможностью дальнейшего радиационного разложения до продуктов, не влияющих на рН, и массой водной среды приемка.

Фактически водная среда приемка защитной оболочки представляет собой смесь слабой кислоты (борной), сильных кислот (азотной, соляной, иодоводородной), сильных оснований (гидроксидов калия, натрия, цезия, стронция и бария), слабого основания (гидроксида аммония), а также — в случае использования фосфатного буфера в качестве щелочного реагента — соли (тринатрийфосфата), образованной слабой кислотой и сильным основанием.

В мировой практике [2, 3] для расчета значений рН многокомпонентных растворов применяют общие расчетные коды и их модификации (MULTEQ, SOLGASMIX, HSC Chemistry), позволяющие проводить расчеты методом равновесного термодинамического моделирования фазово-химического состава, в основе которого лежит принцип минимизации свободной энергии Гиббса. Основная проблема данных программных продуктов: необходимость обеспечивать корректность (и адекватность) «сужения» общей модели на конкретные исследуемые весьма сложные и различные по природе взаимодействия многокомпонентные системы. К тому же использование термодинамических методов расчета приводит к необходимости интерпретации термодинамических данных, нередко противоречивых, несогласованных, неполных (а иногда эти данные вообще отсутствуют). Кроме того, идентификация таких несоответствий и выяснение причин их появления представляет собой отдельную многоуровневую задачу [4]. В идеале расчетная

модель должна быть лаконичной и не перегруженной дополнительными неопределенностями.

Цель проведенной авторским коллективом работы — создание и валидация модели для расчета значений рН водной среды защитной оболочки в ходе проектной и запроектной аварий (ПА и ЗПА соответственно) на АЭС с ВВЭР-1200.

Задачи, решаемые поэтапно в ходе исследования:

- разработка и валидация математической модели для определения значений рН водной среды контейнента при различной температуре;
- выполнение экспериментальных исследований концентрации ионов водорода в растворах, соответствующих по составу водной среде защитной оболочки в ходе аварий;
- получение расчетных значений рН в ходе аварий для АЭС с ВВЭР-1200 при помощи разработанной математической модели.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

Расчет значений рН водной среды приемка защитной оболочки проводили при помощи численного моделирования с использованием разработанной математической модели и программного кода путем решения уравнений химического равновесия между компонентами в водных растворах. Для валидации математической модели применяли экспериментальный метод потенциометрического измерения рН в водных растворах с известной концентрацией компонентов при 25 °С. Экспериментальные данные получили при помощи оборудования кафедры «Инженерная радиэкология и радиохимическая технология» ФГБОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет)».

В работе рассмотрели два реперных сценария аварии: проектной, связанной с потерей теплоносителя 1-го контура без повреждения активной зоны, и запроектной, характеризующейся значительным повреждением активной зоны в сочетании с отказом активной части системы аварийного охлаждения. В качестве исходного события приняли двусторонний разрыв главного циркуляционного контура. Такой выбор сценариев и исходного события обусловлен наиболее жесткими условиями — наибольшей скоростью деградации активной зоны, выносом радионуклидов иода и цезия в контейнент и максимальной концентрацией водяного пара.

ОПИСАНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

Созданная математическая модель учитывает уравнения электронейтральности, материального баланса, выражения для термодинамических констант диссоциации слабых электролитов, а также ионное произведение воды².

¹EUR Document, revision E: <http://www.europeanutilityrequirements.eu>

²Ионное произведение воды (константа автопротолиза воды) — произведение концентраций ионов водорода H^+ и гидроксид-ионов OH^- в воде или в водных растворах.

Концентрация катионов щелочных металлов $[K^+]$, $[Na^+]$, $[Cs^+]$, $[Ba^{2+}]$, $[Sr^{2+}]$ и анионов кислотного остатка $[NO_3^-]$, $[Cl^-]$, $[I^-]$ будет равна концентрации щелочи и кислоты соответственно при допущении, что все сильные кислоты и основания в водной среде диссоциируют полностью.

Борная кислота в водных растворах склонна к полимеризации. В нейтральной и слабоосновной среде преобладают моно-, ди-, три- и тетрабораты [5]. В общем виде равновесие образования и диссоциации полиборатов выглядит следующим образом:



Уравнение баланса для концентрации борной кислоты:

$$C_B = B_0 + B_1 + 2B_2 + 3B_3 + 4B_4, \quad (2)$$

где C_B – общая концентрация бора в водной среде, моль/кг; B_0 – концентрация недиссоциированной формы кислоты; B_1, B_2, B_3, B_4 – концентрация анионов моно-, ди-, три- и тетраборатов, моль/кг.

Каждой реакции в схеме (1) соответствует своя константа равновесия. Уравнение (2) можно переписать, выразив равновесные концентрации полиборатов через соответствующие константы:

$$C_B = B_0 + \frac{K_{1.1}B_0}{[H_3O^+]} + \frac{2K_{2.1}B_0^2}{[H_3O^+]} + \frac{3K_{3.1}B_0^3}{[H_3O^+]} + \frac{4K_{4.2}B_0^4}{[H_3O^+]}, \quad (3)$$

где $K_{1.1}, K_{2.1}, K_{3.1}, K_{4.2}$ – константы диссоциации (гидролиза) борной кислоты [6]; $[H_3O^+]$ – концентрация ионов гидроксония, моль/кг.

Аммиак в водной среде гидролизует и диссоциирует на ионы NH_4^+ и OH^- , концентрация которых выражается следующим образом:

$$[NH_4^+] = \frac{C_{NH_3}K_{NH_3}}{K_{NH_3} + [OH^-]},$$

$$[OH^-] = \frac{K_w}{[H_3O^+]},$$

где $[NH_4^+]$ – концентрация иона аммония, моль/кг; C_{NH_3} – концентрация аммиака, моль/кг; K_{NH_3} – константа диссоциации гидролизованного аммиака³; $[OH^-]$ – концентрация гидроксид-иона, моль/кг; K_w – константа равновесия, или ионное произведение воды [7].

На проекте АЭС с ВВЭР-1200 в качестве реагента для связывания иода при ЗПА используют гидроксид натрия, однако на реакторах типа PWR применя-

ют также фосфаты, в частности тринатрийфосфат, что дополнительно учли в предложенной модели. Уравнение баланса с учетом гидролиза тринатрийфосфата будет выглядеть следующим образом:

$$C_p = P_0 + P_1 + P_2 + P_3, \quad (4)$$

где C_p – общая концентрация фосфатов в водной среде, моль/кг; P_0 – концентрация нейтральной формы ортофосфорной кислоты, моль/кг; P_1, P_2, P_3 – концентрация ионов дигидрофосфата, гидрофосфата, фосфата, моль/кг.

С учетом констант ступенчатой диссоциации уравнение (4) предстанет в следующем виде:

$$C_p = \frac{P_3[H_3O^+]^3}{K_p^1 K_p^2 K_p^3} + \frac{P_3[H_3O^+]^2}{K_p^2 K_p^3} + \frac{P_3[H_3O^+]}{K_p^3} + P_3, \quad (5)$$

где K_p^1, K_p^2, K_p^3 – константы ступенчатой диссоциации ортофосфорной кислоты [8, 9].

Уравнение электронейтральности с учетом всех участвующих реагентов:

$$3C_p C_{\text{cation}} + [H_3O^+] + \frac{C_{NH_3}K_{NH_3}}{K_{NH_3} + \frac{K_w}{[H_3O^+]}} = \frac{K_w}{[H_3O^+]} + \frac{K_{1.1}B_0}{[H_3O^+]} + \frac{K_{2.1}B_0^2}{[H_3O^+]} + \frac{K_{3.1}B_0^3}{[H_3O^+]} + \frac{2K_{4.2}B_0^4}{[H_3O^+]^2} + C_{\text{anion}} + 3P_3 + \frac{2P_3[H_3O^+]}{K_p^3} + \frac{P_3[H_3O^+]^2}{K_p^2 K_p^3}, \quad (6)$$

где C_{cation} – суммарная концентрация катионов щелочных металлов $[K^+]$, $[Na^+]$, $[Cs^+]$, $[Ba^{2+}]$, $[Sr^{2+}]$, моль/кг; C_{anion} – суммарная концентрация анионов $[NO_3^-]$, $[Cl^-]$, $[I^-]$, моль/кг.

Коэффициенты активности ионов во всех используемых в расчете уравнениях приняты равными единице.

Система уравнений (3), (5) и (6) может быть решена при помощи итерационного процесса относительно концентрации ионов гидроксония, при этом значение pH определяется следующим образом:

$$pH = -\lg[H_3O^+].$$

Описанный метод расчета реализован в программном коде [10].

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

1. Валидация математической модели

Для валидации разработанной модели провели лабораторные исследования и измерения значений

³Cobble J., Turner P.; Electric Power Research Institute. PWR advanced all-volatile treatment additives, by-products, and boric acid. Project S409-02, final report, 1992.

pH модельных растворов, соответствующих по составу водной среде защитной оболочки в ходе аварий. Температура измерений 24 ± 1 °C, погрешность ± 5 %. Концентрацию растворов подбирали таким образом, чтобы значение pH находилось в диапазоне от 4 до 9, поскольку летучесть иода в этом случае существенно варьируется. В табл. 1 представили результаты экспериментов и состав модельных растворов.

Авторы составили таблицу на основе собственных расчетных и экспериментальных данных. Экспериментальные данные получены при помощи оборудования кафедры «Инженерная радиоэкология и радиохимическая технология» ФГБОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет).

Дополнительно валидировали расчетную модель для растворов при помощи данных научных публикаций (табл. 2).

Результаты валидации показывают, что рассчитанные значения pH в диапазоне температур от 25 до 300 °C хорошо согласуются как с нашими экспериментальными, так и с опубликованными данными других авторов. Абсолютные значения отклонений для рассчитанных pH не превышают 0,15.

2. Использование математической модели для подтверждения проектных решений по связыванию иода на АЭС с ВВЭР-1200

Для связывания иода в проекте АЭС с ВВЭР-1200 применяют две системы: спринклерную (в случае ПА) и химического связывания летучих форм иода (для ЗПА).

Запас (4 бака) реагентов спринклерной системы суммарным объемом 60 м³ представляет собой смесь растворов борной кислоты концентрацией 39,5–44,4 г/дм³ и гидроксида калия 100–150 г/дм³.

Таблица 1. Состав модельных растворов, расчетные и экспериментальные значения pH

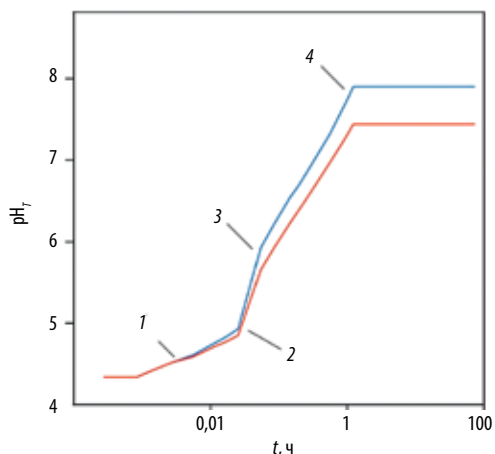
Состав растворов (моль/дм ³)	Значение pH	
	экспериментальное	расчетное
H ₃ BO ₃ (0,162)	4,64	4,70
H ₃ BO ₃ (0,324)	4,43	4,30
H ₃ BO ₃ (0,405)	4,28	4,16
H ₃ BO ₃ (0,324); КОН (0,1)	8,69	8,69
H ₃ BO ₃ (0,324); КОН (0,045); HNO ₃ (2·10 ⁻⁵)	7,84	7,84
H ₃ BO ₃ (0,324); КОН (0,05); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴)	8,03	7,91
H ₃ BO ₃ (0,324); КОН (0,1); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴)	8,73	8,69
H ₃ BO ₃ (0,267); КОН (0,03); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴)	7,95	7,77
H ₃ BO ₃ (0,324); КОН (2·10 ⁻⁴); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴); Na ₃ PO ₄ (2·10 ⁻⁵)	6,41	6,33
H ₃ BO ₃ (0,405); КОН (2·10 ⁻⁴); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴); Na ₃ PO ₄ (10 ⁻⁵)	6,01	6,04
H ₃ BO ₃ (0,405); КОН (2·10 ⁻⁴); NH ₃ (6·10 ⁻³); (10 ⁻³) HNO ₃ ; HCl (4·10 ⁻⁴); Na ₃ PO ₄ (2·10 ⁻⁵)	6,07	6,04

Авторы составили таблицу на основе собственных расчетных и экспериментальных данных. Экспериментальные данные получены при помощи оборудования кафедры «Инженерная радиоэкология и радиохимическая технология» ФГБОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет)»

Таблица 2. Результаты валидации математической модели для расчета pH на основе данных литературы

Состав растворов (моль/дм ³)	Температура, °C	Значение pH		Библиографический источник
		расчетное	из литературы	
0,13 H ₃ BO ₃ ; 0,17 КОН; 5,9·10 ⁻³ NH ₃	288	6,5	6,5	[11]
0,06 H ₃ BO ₃ ; 0,29 КОН; 5,9·10 ⁻³ NH ₃		7,0	7,0	
0,1 H ₃ BO ₃ ; 0,06 КОН; 5,9·10 ⁻³ NH ₃		6,23	6,25	
9,26·10 ⁻² H ₃ BO ₃	300	5,2	5,2	[12]
1,39·10 ⁻¹ H ₃ BO ₃ ; 3,29·10 ⁻⁴ КОН		6,8	6,7	
2,31·10 ⁻² H ₃ BO ₃ ; 7,14·10 ⁻⁴ КОН		7,8	7,7	
0,405 H ₃ BO ₃ ; 5,5·10 ⁻⁴ HNO ₃ ; 1,5·10 ⁻³ HCl; 2,7·10 ⁻² Na ₃ PO ₄	25	7,24	7,22	[3]
0,405 H ₃ BO ₃ ; 5,5·10 ⁻⁴ HNO ₃ ; 1,5·10 ⁻³ HCl; 2,7·10 ⁻³ Na ₃ PO ₄		5,85	5,83	

Авторы составили таблицу на основе собственных расчетов и данных публикаций [3, 11, 12]



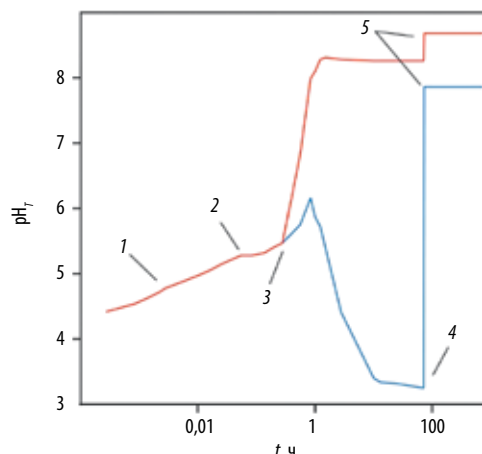
Авторы составили рисунок на основе собственных данных

Рис. 1. Проектная авария: динамика pH_T – высокотемпературных значений водородного показателя (при температуре, отличной от 25 °С), в приемке защитной оболочки при аварии с учетом (красная линия) и без учета (синяя линия) отказа оборудования. 1 – начало подачи раствора из емкостей системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ); 2 – запуск спринклерной системы; 3 – опорожнение емкостей САОЗ; 4 – опорожнение баков запаса химических реагентов спринклерной системы

Результаты расчетов динамики pH в ходе ПА, полученные авторами с использованием предложенной модели, отражены на рис. 1. За весь период ПА (до 72 ч) значение pH в приемке защитной оболочки не опускалось ниже 4,2 и не поднималось выше 8,0. Максимальное значение водородного показателя к 75-й минуте аварии составило pH 7,9 в сценарии, не учитывающем отказ оборудования, и pH 7,5 – в сценарии с учетом отказа оборудования.

Вследствие того, что при ЗПА спринклерная система запускается не менее чем через 72 ч после начала аварии, в приемок контейнента дополнительно (через 30 мин после начала аварии) подается 15 м³ раствора гидроксида натрия с концентрацией 609 г/дм³ (42 масс.%).

Результаты расчетов динамики pH в ходе ЗПА, полученные авторами с использованием предложенной модели, представлены на рис. 2. В сценарии, не учитывающем дополнительную подачу щелочи, значение pH не увеличивается более 6,2, а через 10 ч после аварии снижается до 3,2 за счет образования азотной и соляной кислот. Концентрация образующихся в водной среде сильных оснований CsOH,



Авторы составили рисунок на основе собственных данных

Рис. 2. Запроектная авария: динамика pH_T – высокотемпературных значений водородного показателя (при температуре, отличной от 25 °С), в приемке защитной оболочки при аварии без учета (синяя линия) и с учетом (красная линия) дополнительного введения щелочи. 1 – начало подачи раствора из емкостей системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ); 2 – опорожнение емкостей САОЗ; 3 – дополнительная подача щелочи; 4 – запуск спринклерной системы; 5 – опорожнение баков запаса химических реагентов спринклерной системы

Ва(OH)₂ и Sr(OH)₂ не позволяет нивелировать действие кислот. После запуска спринклерной системы значение pH повышается до 7,8 и остается на этом уровне вплоть до 30 сут после аварии. Примерно через 30 мин от начала аварии (после понимания того, что она перешла в фазу запроектной) начинается дополнительная подача щелочи. За счет этого примерно с 40-й минуты устанавливается pH 7,0, далее значение водородного показателя начинает превышать порог pH 7,0 (EUR) и держится в диапазоне pH 8,0–8,4 до момента включения спринклерной системы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Адекватность предложенной модели расчета значения водородного показателя водной среды в приемке защитной оболочки подтверждена как нашими экспериментальными, так и опубликованными данными других авторов. Проведенная для подтверждения проектных решений верификация математической модели показала, что принятые на АЭС с ВВЭР-1200 технические решения позволяют обеспечить выполнение требований по связыванию иода в случаях проектной и запроектной аварий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Weber C.F., Beahm E.C., Kress T.S.; ORNL. Models of iodine behavior in reactor containments. Technical Report ORNL/TM-12202, ON: DE93003589, 1992.
<https://doi.org/10.2172/6982565>
- Yoon H.J. The prediction of pH by Gibbs free energy minimization in the sump solution under LOCA condition of PWR. — NET, 2013, v. 45, No. 1, p. 107–114.
<https://doi.org/10.5516/NET.03.2011.051>
- Kim T.H., Jeong J.H. Evaluation method of iodine re-evolution from an in-containment water pool after a loss of coolant accident, Part I: pH estimation of a solution with various chemicals. — Ann. Nucl. Energy, 2016, v. 87, Part 2, p. 324–330.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.09.013>
- Слободов А.А., Сибирцев В.С., Сочагин А.А. и др. Повышение достоверности и согласованности термодинамических функций веществ на основе ортогональных представлений. — Известия СПбГТИ(ТУ), 2012, № 14 (40), с. 13–16.
<https://elibrary.ru/oujtcv>
- Гаврилов А.В., Крицкий В.Г., Родионов Ю.А., Березина И.Г. Особенности влияния pH и физико-химических свойств борной кислоты на массоперенос в активной зоне ВВЭР. — Теплоэнергетика, 2013, № 7, с. 26–31.
<https://elibrary.ru/qbhqwh>
<https://doi.org/10.1134/S0040363613070047>
- Mesmer R.E., Baes C.F., Sweeton F.H. Acidity measurements at elevated temperatures. VI. Boric acid equilibria. — Inorg. Chem., 1972, v. 11, No. 3, p. 537–543.
<https://doi.org/10.1021/ic50109a023>
- Bandura A.V., Lvov S.N. The ionization constant of water over wide ranges of temperature and density. — J. Phys. Chem. Ref. Data, 2006, v. 35, No. 1, p. 15–30.
<https://doi.org/10.1063/1.1928231>
- Mesmer R.E., Baes C.F. Phosphoric acid dissociation equilibria in aqueous solutions to 300 °C. — J. Solution Chem., 1974, v. 3, No. 4, p. 307–322.
<https://doi.org/10.1007/BF00648228>
- Conrad J., Tremaine P.R. Third dissociation constant of phosphoric acid in H₂O and D₂O from 75 to 300 °C at p = 20.4 MPa using Raman spectroscopy and a titaniumsapphire flow cell. — Phys. Chem. Chem. Phys., 2021, v. 23, iss. 17, p. 10670–10685.
<http://dx.doi.org/10.1039/D0CP06266A>
- Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ 2024683993, Россия. Программа для расчета значений pH при проектной и тяжелой аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА) для АЭС с ВВЭР-1200 на языке программирования Python / Н.А. Прохоров, А.В. Гаврилов, Д.Р. Нигматуллин, Н.С. Никифоров; заявл. 13.09.2024; опубл. 14.10.2024, Бюл. № 10.
<https://elibrary.ru/bvncfu>
- Хильдебрандт Н.И., Никитин А.В. Изменение pH реакторной воды на АЭС с ВВЭР в течение кампании. — Теплоэнергетика, 1988, № 4, с. 58–60.
- Chaudon L.; CEA Centre d'Etudes Nucleaires de Fontenay-aux-Roses. A method for measuring pH at high temperatures is presented. CEA-R-4964, INIS RN 10461883, 1979, 90 p.

Благодарности

Авторы благодарят руководство кафедры «Инженерная радиоэкология и радиохимическая технология» ФГБОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет)» за предоставленную возможность получить экспериментальные данные при помощи специализированного оборудования.

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Все авторы в равной степени участвовали в разработке концепции исследования, написании текста рукописи, формулировке выводов.

Идентификаторы авторов

Гаврилов Антон Владимирович: SPIN-код 9241-3223; Author ID 696173; Scopus 51261147000; ORCID 0009-0000-4747-5546

Нигматуллин Дамир Рамилевич: SPIN-код 5804-8775; Author ID 1296465; ORCID 0009-0000-5744-2326

Прохоров Николай Александрович: SPIN-код 6709-1157; Author ID 1296644; Scopus 57210655186

Крицкий Владимир Георгиевич: SPIN-код 9538-8171; Author ID 550440; Scopus 7003443327

УДК 621.039.564.3:004.032.26
PACS 28.50.Hw

ОЦЕНКА ТЕРМОНАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ ТРУБОПРОВОДОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР ПРИ ПОМОЩИ НЕЙРОННОЙ СЕТИ

Дерябин И.А., Королев В.В., Курбатова С.В., Сорокин Г.С.
(ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск)

Контакты: Иван Андреевич Дерябин; Deryabin_IA@grpress.podolsk.ru

Актуальность. На работающих РУ ВВЭР возникают переходные процессы, вносящие свой вклад в общую повреждаемость оборудования и трубопроводов. Ее определяют по рассчитанным напряжениям в контрольных точках по косвенным данным датчиков, однако с допущениями и большим запасом, поэтому разработка более совершенных методов определения напряжений представляет большой интерес.

Цель работы – применение нейронной сети для определения напряжений в произвольных точках оборудования и трубопроводов по показаниям наружных термомпар и давления в контуре теплоносителя.

Материал и методы. Применен нейросетевой подход к решению обратной задачи термоупругости. Разработанная нейронная сеть устанавливает взаимосвязь между измеряемыми и предсказываемыми величинами. В качестве критерия точности расчета выбран размах напряжения.

Результаты. Для ряда трубопроводов 1-го контура РУ ВВЭР и врезки патрубка в главный циркуляционный трубопровод определены величины напряжения в контрольных точках по показаниям наружных поверхностных термомпар. Предсказанные значения размахов напряжения отличаются не более чем на 10 % от полученных при решении прямой задачи. Рассмотрены основные подходы к увеличению устойчивости получаемого решения при недостаточном качестве входных данных.

Заключение. Нейронные сети простой конфигурации возможно использовать в системе мониторинга, поскольку они быстро и с достаточно высокой точностью рассчитывают напряжения в трубопроводах РУ ВВЭР. Предложенный подход имеет большой потенциал для дальнейшего развития и применения на АЭС. Необходимо провести работу по определению оптимальных гиперпараметров нейронной сети для улучшения ее предиктивной способности.

Ключевые слова: РУ ВВЭР, трубопроводы АЭС, температурные напряжения в металле, оценка ресурса оборудования, повреждаемость оборудования, оценка повреждаемости, поверхностные датчики, виртуальные датчики, машинное обучение нейронной сети, нейронная сеть (НС), АЭС с ВВЭР, обратная задача термоупругости, предиктивная аналитика

Для цитирования: Дерябин И.А., Королев В.В., Курбатова С.В., Сорокин Г.С. Оценка термонапряженного состояния трубопроводов реакторной установки ВВЭР при помощи нейронной сети. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 265–270.

Финансирование. Исследование проводили без внешнего финансирования

Потенциальный конфликт интересов. Все авторы заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

Постановка задачи. На энергоблоках с реакторной установкой (РУ) водо-водяного корпусного энергетического ядерного реактора (ВВЭР) применяется система предиктивной аналитики, позволяющая в режиме реального времени отслеживать повреждаемость оборудования и трубопроводов. Система использует показания различных датчиков для определения повреждаемости оборудования и трубопроводов путем оценки напряженного состояния в контрольных точках. При этом наиболее сложны для определения температурные напряжения, которые зависят от распределения температуры в металле, в то время как остальные составляющие напряженного состояния – линейные функции параметров установки.

Часто установка погружных термомпар, позволяющих получить прямое измерение температуры теплоносителя, не проводится, поэтому нужна косвенная оценка температуры и напряжения в необходимых участках оборудования. Такая задача является некорректно поставленной (обратной) задачей термоупру-

гости, и классические подходы требуют решения непосредственно самого уравнения теплопроводности совместно с задачей прочности в линейно-упругой постановке. Когда рассматриваются узлы со сложной конструкцией, а свойства материалов значительно изменяются в температурном диапазоне, решение данной задачи становится затруднительным. Существующая система оценивает напряжения с большими коэффициентами запаса, поэтому разработка подходов, совместно с их совершенствованием, представляет большой интерес.

На сегодняшний день в области атомной энергетики активно развиваются методы предиктивной аналитики, которые основаны на применении машинного обучения, и одно из перспективных направлений – внедрение виртуальных датчиков в систему контроля состояния установки.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

Нейросетевой подход к определению неизвестного параметра в точке, где отсутствуют непосредственные измерения, на основе показаний датчиков

в других зонах рассматриваемого узла не требует дискретизации расчетной области для получения численного решения, а значит, не подразумевает решения системы уравнений термоупругости. Задача сводится к аппроксимации функции, описывающей зависимость между известными величинами (измеряемыми с помощью датчиков температуры и давления) и предсказываемыми (компоненты тензора напряжений в заданной контрольной точке) на основе тренировочного набора данных.

Настоящая работа посвящена дальнейшему развитию и отработке методики, изложенной в [1, 2], и применению методов машинного обучения для точного и оперативного прогнозирования значений температурного напряжения в произвольных точках оборудования по показаниям наружных термодатчиков, а также давления в контуре теплоносителя на примере трубопроводов и таких сложных трехмерных конструкций, как патрубки 1-го контура РУ ВВЭР. В целом, разработанный подход применим и к другому оборудованию данной установки, имеющему теплоизоляцию.

Предложенный нейросетевой подход с обучением направлен на развитие системы предиктивной аналитики и расширение ее функционала. Применимость подхода проанализирована в сравнении с аналитическими решениями, а также численными данными, полученными при расчетах проектных режимов. В качестве метрики оценки точности предсказаний нейронной сети (НС) выбран размах напряжений ($S_{\max} - S_{\min}$) на протяжении всего переходного процесса. Описан пример обработки реальных температурных данных, полученных на работающих энергоблоках РУ ВВЭР.

ОПИСАНИЕ РАЗРАБОТАННОГО НЕЙРОСЕТЕВОГО ПОДХОДА

Кратко рассмотрим основные моменты решения обратной задачи термоупругости с помощью НС для определения температурного напряжения в оборудовании РУ ВВЭР по показаниям, главным образом, температурных датчиков. Условия: теплоизолированная конструкция; температурное поле описывается только нестационарным уравнением переноса тепла в твердом теле без внутренних источников теплоты; локальные напряжения подчиняются линейно-упругому закону. В такой однозначно определенной постановке задача может быть сведена к нахождению функциональной зависимости между искомыми компонентами тензора напряжений и температурой на внешней поверхности, известной по результатам термометрирования, путем минимизации функционала, определяющего расстояние между этими величинами в некотором пространстве. Если рассматривать величины в виде временных рядов с постоянным временным шагом, то НС отлично подходит для решения такой задачи путем поиска этой взаимосвязи через внутренние параметры самой сети. При расчете общего напряженного состояния

дополнительным входным параметром может быть значение давления в контуре теплоносителя.

Рассматриваемая НС имеет n входных сигналов, т.е. показаний температурных датчиков и датчиков давления, на n предыдущих временных шагах, и один выходной сигнал — искомое значение компоненты тензора напряжений в заданной точке. Сеть может иметь произвольное число как нейронов в скрытом слое, так и самих скрытых слоев. В настоящей работе рассматривается НС с одним скрытым слоем, состоящим из одного нейрона. Отметим, что в некоторых случаях увеличение числа нейронов в скрытом слое может быть дополнительным инструментом увеличения точности сети. В качестве функции активации выбран гиперболический тангенс в скрытом слое и линейная функция активации в выходном слое. Значение n — подбираемый гиперпараметр НС. В представленной работе $n = 15$. При расчете толстостенных теплоизолированных трубопроводов наблюдается существенное демпфирование температурных воздействий на внутренней поверхности. В связи с этим для улучшения обучаемости НС используется некоторое смещение входных данных влево по временной шкале. Данный сдвиг обозначается как l , и это индивидуальный параметр для каждого размера трубопровода.

Значения на предыдущих временных шагах для входных сигналов в начальный момент времени могут быть получены из условия однородности температуры в рассматриваемой конструкции. Функционально данную НС можно представить в виде выражения:

$$y(i) = f(x(i-1), x(i-2) \dots x(i-n)),$$

где x , y — входной и выходной сигналы НС соответственно; i — текущий временной шаг.

Сеть обучается на синтетических данных, представляющих собой серию случайных воздействий на внутреннюю поверхность конструкций. При обучении за целевую функцию была принята стандартная сумма квадратов отклонений истинных от предсказанных значений температур. Неизвестные значения веса и отступов вычисляются с помощью алгоритма градиентного спуска 2-го порядка Левенберга—Марквардта.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Сравнение с аналитическим решением

Рассмотрим два случая температурного воздействия на прямой участок трубопровода. Условия: допущение постоянства свойств материала; наружная поверхность теплоизолирована; материал трубопровода — нержавеющая коррозионно-стойкая, жаропрочная, аустенитная сталь 08X18H10T; толщина стенки — 40 мм; температурное распределение в цилиндрической стенке принято, как в зависимости [3]. Окружные напряжения в толстостенной цилиндрической стенке могут быть получены по зависимости [4]:

$$S_0 = \frac{\alpha E}{(1-\nu)R^2} \left[\frac{R^2 + R_{in}^2}{R_{out}^2 - R_{in}^2} \int_{R_{in}}^{R_{out}} TRdR + \int_{R_{in}}^R TRdR - TR^2 \right],$$

где α – коэффициент линейного расширения, $1/^\circ\text{C}$; E – модуль упругости, Па; ν – коэффициент Пуассона; R , R_{in} и R_{out} – текущий, внутренний и внешний радиусы трубы, м.

В начальный момент температура однородна и равна 0°C . В тесте № 1 на внутренней поверхности трубы задается граничное условие 1-го рода в виде мгновенного (за 1 с) изменения температуры на 100°C , а в тесте № 2 накладывается граничное условие 3-го рода с аналогичным изменением температуры окружающей среды и коэффициентом теплоотдачи $2000 \text{ Вт}/(\text{м}^2\cdot^\circ\text{C})$. Входной параметр НС – температура на наружной поверхности, полученная из аналитического решения. Выходной параметр – окружное напряжение на внутренней поверхности трубы. Параметр l (сдвиг, смещение входных данных по временной шкале влево) равен 20. На рис. 1 представлены результаты тестов. Отмечается хорошее количественное и качественное согласование результатов аналитического расчета и нейросетевого предсказания температурного окружного напряжения на внутренней поверхности трубы, максимальное отклонение в размахе напряжений – 45 МПа.

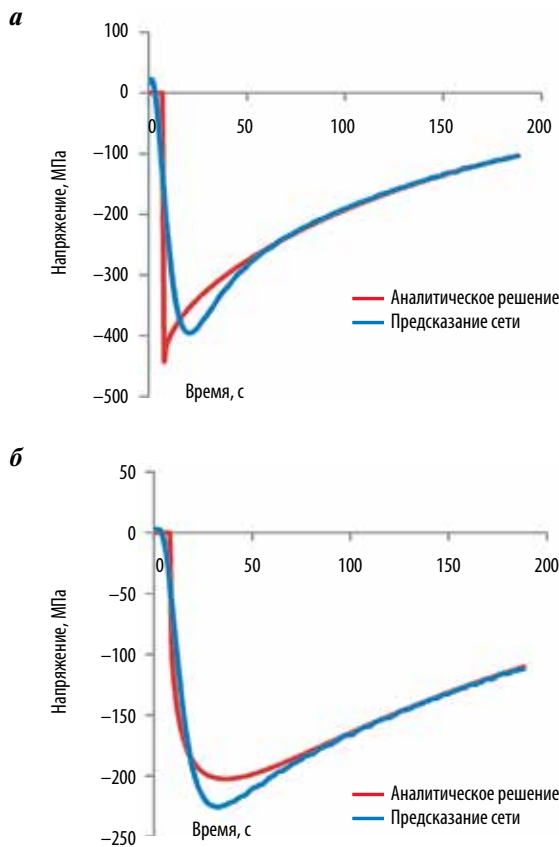


Рисунок сделан авторами

Рис. 1. Температурное окружное напряжение на внутренней поверхности трубы: нейросетевое предсказание и аналитическое решение. Заданы различные граничные условия: а – тест № 1; б – тест № 2

Обработка показаний температурных датчиков

Немаловажным вопросом использования НС для прогнозирования напряжений в конструкциях является устойчивость к возмущениям во входных данных, которые возможны в результате обработки исходного сигнала, а также при неполадках в самом датчике. Рассмотрим обработку температурных данных, полученных на соединительном трубопроводе компенсатора давления, с помощью НС, предсказывающую окружные напряжения на внутренней поверхности (рис. 2). Такие шумы в результатах расчета связаны с отсутствием гладкости функции температуры по времени во входном сигнале.

Для решения проблемы шумов можно предложить несколько основных способов:

- 1) проведение предварительной обработки сигнала путем его сглаживания или изменение процесса сбора данных;
- 2) увеличение расчетного временного шага;

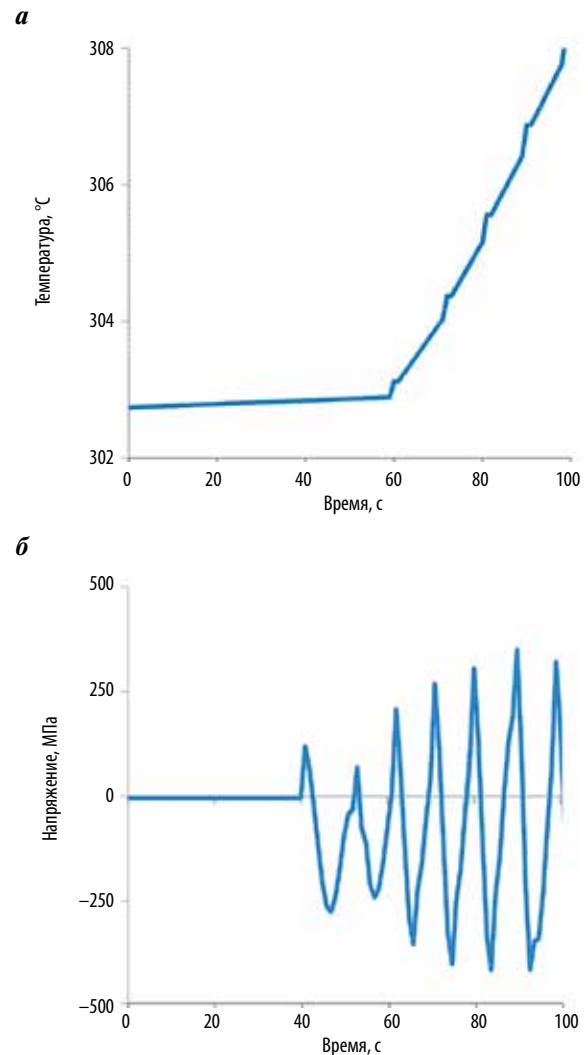


Рисунок сделан авторами

Рис. 2. Результаты обработки температурных данных (на соединительном трубопроводе компенсатора давления) при помощи нейронной сети (НС): предсказанные окружные напряжения на внутренней поверхности трубопроводов во временной динамике. Сигналы НС: а – входной; б – выходной

- 3) использование НС рекуррентного типа с внесенными возмущениями заданной амплитуды в обучающий набор данных;
- 4) ограничение точности обучения НС;
- 5) использование дополнительной НС для фильтрации данных.

Подходы 3–5 могут привести к некоторому снижению точности предсказаний напряжений.

Пример расчета напряжений с этим же входным сигналом, но с проведенной предварительной обработкой путем сглаживания приведен на рис. 3. Видно, что после выполнения такой операции результаты имеют физический характер, а сами значения напряжений характерны для такого температурного воздействия.

Расчет для трубопроводов

Рассмотрим соединительный и главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ) в проектном режиме ложного срабатывания аварийной защиты. Входной параметр НС – значение температуры на наружной поверхности, а выходной – окружное напряжение на внутренней поверхности, где его значение наибольшее. Нейросетевые значения сравним с расчетными данными, полученными численно при решении прямой задачи термоупругости. В численных расчетах учитываются изменения тепловых и механических свойств в зависимости от температуры [5]. Сдвиг l равен 20 и 25 для соединительного трубопровода и ГЦТ соответственно.

На рис. 4 представлены результаты расчета, а также предсказаний НС. Большое значение температурных напряжений в ГЦТ в начальный момент времени связано с наличием наплавки на внутренней поверхности с отличным от основного металла коэффициентом температурного расширения.

Результаты показывают хорошее совпадение результатов, полученных двумя методами, с максималь-

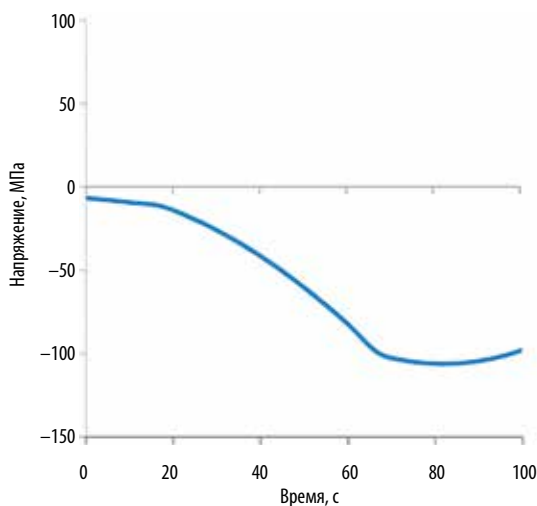


Рисунок сделан авторами

Рис. 3. Выходной сигнал нейронной сети после предварительной обработки исходного сигнала путем сглаживания

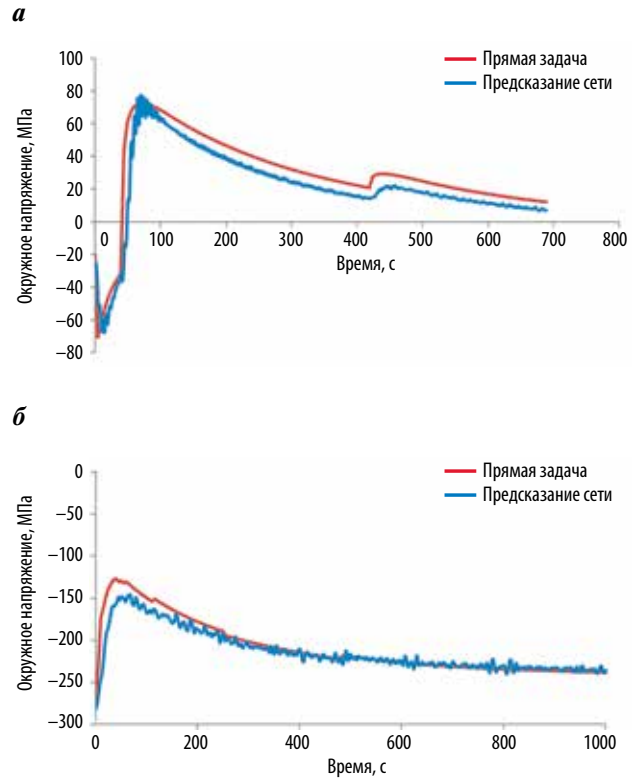


Рисунок сделан авторами

Рис. 4. Динамика значений окружного напряжения, полученная при помощи нейронной сети и решением прямой задачи термоупругости, для трубопроводов: а – соединительного; б – главного циркуляционного

ным отклонением в размахе напряжений 5 и 20 МПа для соединительного трубопровода и ГЦТ соответственно. Для определения результирующих значений напряжений необходимо к полученным с помощью НС температурным окружным напряжениям прибавить напряжения, возникающие под действием внутреннего давления, а также из-за условий закрепления. Эти напряжения могут быть вычислены заранее и использоваться в табличном виде.

Расчет тензора напряжений в трехмерных конструкциях

Рассмотрим патрубков на ГЦТ в трехмерной постановке. Выходные параметры НС – компоненты тензора напряжений в интересующей точке, которая обычно выбирается по результатам поверочных расчетов при обосновании прочности узла в техническом проекте РУ. Для примера выберем контрольную точку, расположенную в толще металла ГЦТ. На рис. 5 представлен общий вид модели врезки, расположение выбранной точки (контрольная точка D), а также расположение точек, в которых температура предполагается известной по показаниям термопар (точки A , B и C).

Представленная модель, использованная для обучения НС, включает следующие нагрузки и кинематические условия:

- температурное воздействие на внутреннюю поверхность;

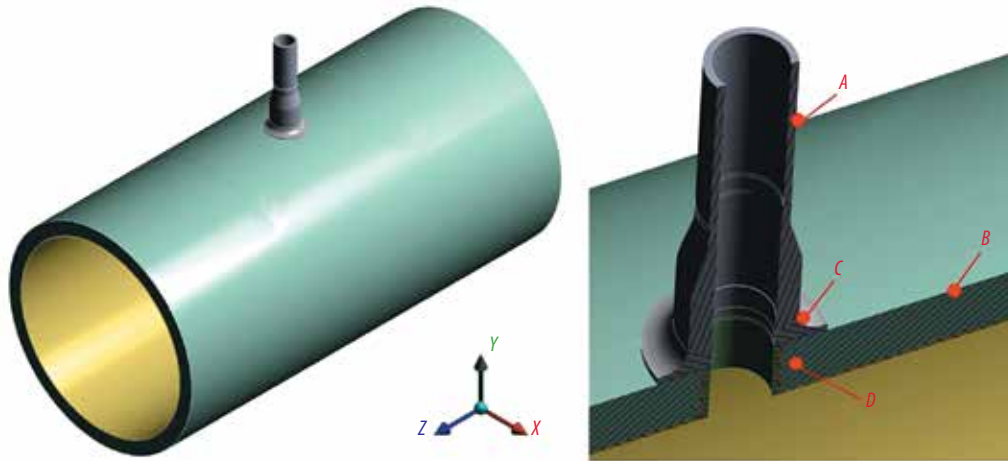


Рисунок сделан авторами

Рис. 5. Общий вид модели и расположение точек: *A, B, C* – точки с известной по показаниям термодатчиков температуры; *D* – контрольная точка (выбирается по результатам поверочных расчетов при обосновании прочности узла в техническом проекте реакторной установки), в данном примере расположена в толще металла главного циркуляционного трубопровода

- давление 1-го контура на внутренней поверхности;
- закрепление на одном конце ГЦТ;
- растягивающее напряжение на другом конце ГЦТ и на конце патрубка.

В данном случае входным параметром НС служит не только температура на наружной поверхности узла, но и значение давления в 1-м контуре. Обучение НС, как было упомянуто, проводилось на расчетных данных, полученных при случайных воздействиях давления и температуры на внутренних поверхностях в диапазоне значений, характерных для работы данного узла.

Рассмотрим проектный режим с ложным срабатыванием впрыска через данный патрубок. Температура теплоносителя в данном режиме изменяется от 20 до 298 °С, давление – от 15,7 до 16,2 МПа.

На рис. 6 представлены нейросетевые результаты нормальных напряжений вдоль осей *X* и *Y* расчетной модели (см. рис. 5) в точке *D*, полученные по значениям температур в точках *A, B* и *C* и давления теплоносителя, а также для сравнения показаны результаты, полученные при решении прямой задачи с помощью метода конечных элементов. Видно хорошее качественное совпадение предсказанных сетью и расчетных результатов. Максимальное отклонение в размахе нормальных напряжений по оси *X* составляет 6 МПа, по оси *Y* – 7 МПа.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрена нейронная сеть для расчета теплонапряженного состояния оборудования и трубопроводов реакторной установки ВВЭР. Показано, что нейронные сети простой конфигурации с достаточной точностью могут предсказывать значения и динамику напряжения, что можно использовать для дальнейшего определения повреждаемости оборудования. Расчеты происходят мгновенно, и это

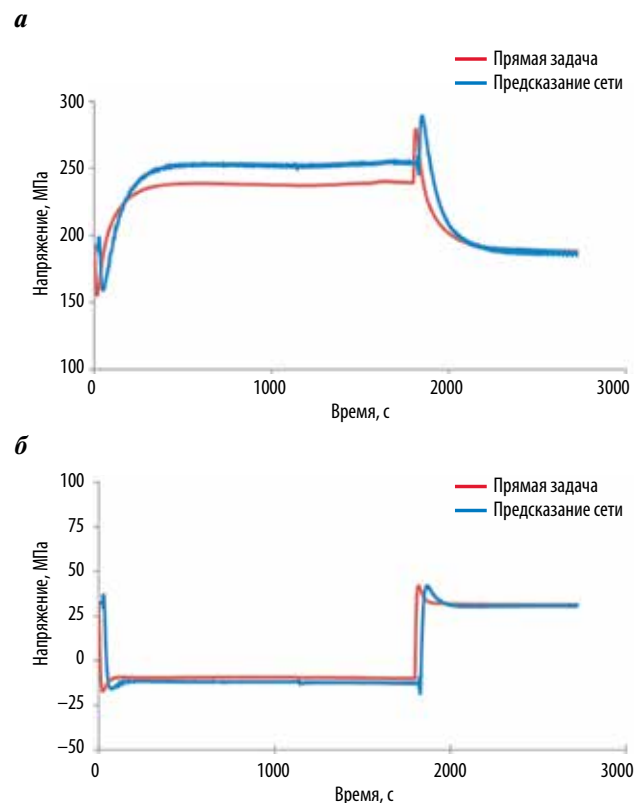


Рисунок сделан авторами

Рис. 6. Динамика значений нормального напряжения, полученного при помощи нейронной сети и решением прямой задачи термоупругости: *а* – по оси *X* модели (см. рис. 5); *б* – по оси *Y* модели

позволяет использовать методику в системах отслеживания в реальном времени.

На примере с обработкой показаний датчика показан основной недостаток расчетов при помощи нейронной сети – чувствительность к качеству входных данных. В работе представлены способы решения данной проблемы, такие как изменение временного

шага, который использует нейронная сеть, и предварительная обработка сигнала, на примере которой показана эффективность данного подхода.

Результаты аналитического и численных тестов демонстрируют состоятельность нейросетевого подхода (с предварительной обработкой сигнала) и перспективу его дальнейшего развития. На рассмотренной трехмерной конструкции врезки патрубка в главном циркуляционном трубопроводе показано, что при использовании дополнительных входных данных — давления теплоносителя, при необходимости можно обучить нейронную сеть определять не только термические напряжения, но и общие,

которые учитывают внутреннее давление и условия закрепления.

Приведенные в публикации расчеты направлены в первую очередь на иллюстрацию перспективности самого подхода к определению напряжений и проводились с фиксированными гиперпараметрами нейронных сетей. Оптимизация сетей позволит значительно увеличить точность расчета. Кроме того, даже в пределах одних и тех же параметров следует проводить обучение нейронных сетей несколько раз и выбирать из них, что не было сделано в настоящей работе, наиболее точную версию по результатам тестирования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дерябин И.А., Королев В.В., Курбатова С.В., Сорокин Г.С. Определение теплового состояния трубопроводов РУ ВВЭР с помощью нейронной сети. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2024, вып. 4, с. 120–128. <https://elibrary.ru/WOWHMS>
2. Дерябин И.А., Королев В.В., Сорокин Г.С. Использование рекуррентной нейронной сети для решения обратной задачи теплопроводности применительно к расчету температуры оборудования с ВВЭР. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2024, № 4, с. 144–154. <https://doi.org/10.26583/npe.2024.4.12>
3. Лыков А.В. Теория теплопроводности. М.: Высшая школа, 1967, 600 с.
4. Боли Б., Уэйнер Дж. Теория температурных напряжений. М.: Мир, 1964, 512 с.
5. Зубченко А.С., Дегтярев А.Ф., Каширский Ю.В. Марочник сталей и сплавов. — М.: Машиностроение, 2015, 1215 с. <https://elibrary.ru/ULKRTH>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Наибольший вклад распределен следующим образом: И.А. Дерябин — разработка концепции и методологии исследования, создание моделей, проведение исследования, написание статьи; С.В. Курбатова — проведение исследования, написание статьи; Г.С. Сорокин и В.В. Королев — редактирование и написание статьи.

Идентификаторы авторов

Дерябин Иван Андреевич: SPIN-код 1234-6210; WoS A-8833-2002 Author ID 100343; Scopus 55448238300; ORCID 0010-0020-6333-8888

Курбатова Софья Викторовна: SPIN-код 987-6210; ORCID 0009-0005-6777-8602; Researcher ID N-9988-2016;

Сорокин Георгий Сергеевич: SPIN-код 987-6210; Scopus 9871324371

Королев Владимир Васильевич: SPIN-код 9954-1234; Scopus 4459045500

УДК 621.039.51
PACS 28.52.Nh

ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЧЕРЕЗ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЕ СБОРКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ИВВ-2М. ЧАСТЬ 2

Русских И.М.¹, Селезнев Е.Н.¹, Зырянова А.А., Волчихина Ю.В.¹, Аристов Н.М.

(АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловская обл.),

Калашников Н.С., Горячих А.В., Кравцова О.А.

(АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала», г. Москва),

Ташлыков О.Л.

(ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет им. первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург)

Контакты: Иван Михайлович Русских; IMRussskikh@rosatom.ru

Актуальность. Одно из основных условий безопасности эксплуатации тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне ИВВ-2М (ядерного реактора гетерогенного исследовательского водо-водяного бассейнового типа) – отсутствие поверхностного кипения на оболочке твэлов (под слоем отложений). Оценка расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры позволит прогнозировать его температуру на выходе из ТВС на кампанию и обосновать неперевышение уставок эксплуатационных пределов.

Цель работы – определение функциональной зависимости расхода теплоносителя через ТВС от глубины их выгорания и времени нахождения в активной зоне на основании результатов измерения расхода теплоносителя через отдельные ТВС.

Материалы и методы. Для измерения применялся ультразвуковой метод и устройство (типа FLUXUS ADM 7407) мобильного контроля расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, разработанное и изготовленное в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники им. Н.А. Доллежала. Измерения проводились под слоем воды, расходомер устанавливался непосредственно на ТВС. Методология измерения и выведенная аналитическая зависимость расхода от перепада давления в активной зоне представлены в статье «Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 1».

Результаты. Выведены аналитические зависимости расхода от глубины выгорания и времени нахождения ТВС в активной зоне, основанные на данных измерений расхода теплоносителя в ТВС ИВВ-2М, проведенных в процессе эксплуатации реактора в течение нескольких лет.

Заключение. Полученные зависимости позволяют, без проведения непосредственных измерений, оценивать величину расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС и более точно определять температуру на оболочке твэлов, тем самым повышая безопасность эксплуатации исследовательского ядерного реактора. Для уточнения зависимостей и уменьшения погрешностей необходимо продолжение измерений в процессе эксплуатации реактора и накопление статистических данных.

Ключевые слова: гетерогенный исследовательский ядерный реактор водо-водяного бассейнового типа (ИВВ-2М), тепловыделяющая сборка (ТВС), глубина выгорания, межтвэльные зазоры, гидравлическое сопротивление, ультразвуковой расходомер, доверительная граница среднего значения расхода, безопасность эксплуатации, энерговыделение

Для цитирования: Русских И.М., Селезнев Е.Н., Зырянова А.А., Волчихина Ю.В., Аристов Н.М., Калашников Н.С., Горячих А.В., Кравцова О.А., Ташлыков О.Л. Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 2. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 271–275.

Финансирование. Исследование проводили без внешнего финансирования.

Потенциальный конфликт интересов. Все авторы заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

Размещенная на промплощадке АО «Институт реакторных материалов» (г. Заречный, Свердловская обл.) исследовательская ядерная установка включает гетерогенный ядерный реактор исследовательский водо-водяной ИВВ-2М бассейнового типа с номинальной мощностью 15 МВт, инженерные сооружения, системы и оборудование. Особенность данного типа реактора – использование тепловыделяющих сборок (ТВС) с тепловыделяющими элементами (твэлами) шестигранной формы, расположенными концентрично, с относительно небольшими

зазорами (3 мм) между ними [1, 2]. В процессе эксплуатации реактора на поверхности твэлов возникает окисная пленка, а также возможно образование слоя отложений. Эти физико-химические процессы могут оказывать значительное влияние на гидравлическое сопротивление межтвэльных зазоров и, соответственно, на расход теплоносителя, что накладывает ограничения на допустимую мощность ТВС.

Знание величины расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС позволяет оценить надежность режима отвода тепла и прогнозировать температуру на выходе из ТВС при их эксплуатации.

¹Соискатель степени канд. техн. наук.

В проекте реактора ИВВ-2М обоснованы динамические эксплуатационные пределы, а также пределы безопасной эксплуатации, зависящие от перепадов давления в активной зоне, — от 55 до 35 кПа, а также от температуры теплоносителя на входе в ТВС, которая варьируется от 25 до 45 °С (в зависимости от времени года, поскольку теплоноситель охлаждается через 2-й контур водой из Белоярского водохранилища). С учетом этих условий определяется рекомендуемый уровень энерговыделения в ТВС и величины предупредительных и аварийных уставок температуры на выходе из ТВС.

Зная расчетное энерговыделение в ТВС и проводя экспериментальные измерения расхода теплоносителя, возможно прогнозировать температуру теплоносителя на выходе из ТВС на кампанию и обосновать невышестие уставок эксплуатационных пределов. Анализ расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС, имеющие схожие условия эксплуатации, позволит получить эмпирические зависимости от различных параметров в процессе эксплуатации и отказаться от проведения измерений.

В первой части нашей работы представлены гидравлические испытания на макете ТВС, методология измерения расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС, определение формулы расчета расхода теплоносителя через ТВС и зависимость расхода теплоносителя от перепада давления в активной зоне [3].

Таким образом, цель проведенной работы состояла в экспериментальном измерении расхода теплоносителя через отдельные ТВС (при помощи ультразвукового расходомера) и определении функциональной зависимости изменения этого расхода от глубины выгорания и времени нахождения ТВС в активной зоне.

Задачи, решаемые в 2-й части работы:

- разработка и изготовление устройства для измерения расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС ИВВ-2М;
- обработка экспериментальных данных по расходам теплоносителя через отдельные ТВС;
- анализ результатов экспериментального исследования с различными ТВС, имеющими различную глубину выгорания и время нахождения в активной зоне;
- вывод функциональной зависимости изменения расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС ИВВ-2М от глубины выгорания топлива и времени нахождения ТВС в активной зоне.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Измерения расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М проводили в 2016, 2019 и 2020 гг. на остановленном («холодном») реакторе при включенном циркуляционном насосе. В процессе измерений регистрировали расход теплоносителя через ТВС, а также следующие параметры:

- температуру теплоносителя на входе и выходе из ТВС;
- температуру теплоносителя на входе в теплообменник;
- перепад давления в активной зоне.

Для этих задач использовали устройство (типа FLUXUS ADM 7407) мобильного контроля расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, разработанное и изготовленное в 2013 г. в АО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала» (далее — НИКИЭТ).

Устройство (расходомер) помещается в головку ТВС, не извлеченную из реактора. Расход теплоносителя устанавливали при помощи ультразвукового метода [4–6], который заключается в определении разности скоростей прохождения ультразвуковых сигналов по направлению потока и против него.

Измерительная часть расходомера представляет собой трубу из алюминия, на наружной поверхности которой установлены собственно ультразвуковые датчики (рис. 1) и преобразователь для проверки качества и точности результатов измерения. Установку и поджатие трубы к головке ТВС проводили при помощи штанги, длина которой составляет ок. 7 м. Измерения проводили в межцикловый период на остановленном (расположенном) реакторе при рабочем насосе 1-го контура.

Схема установки расходомера в ТВС показана на рис. 2. Несущая труба 1 расходомера нижней своей частью устанавливается в головку ТВС 4 и фиксируется путем поворота ее на угол 10–15° в любую сторону, исключая тем самым протечки теплоносителя и самопроизвольное отделение расходомера от головки ТВС. Верхняя часть трубы с ультразвуковыми датчиками 3 остается свободной для прохода теплоносителя. Внутренние объемы ТВС и трубы образуют единую полость, поэтому расход среды через трубу равен таковому через внутреннюю полость и межтвэльные зазоры ТВС.

Показания снимали после стабилизации режима течения теплоносителя через измерительную часть расходомера (через 10–15 с). Сигнал, формируемый ультразвуковыми датчиками, поступает и обрабатывается устройством типа FLUXUS ADM 7407, далее абсолютное значение расхода (м³/ч) выводится на экран.



Фотография сделана авторами

Рис. 1. Измерительная часть расходомера: 1 — нижняя часть для соединения с тепловыделяющей сборкой; 2 — алюминиевая труба; 3 — ультразвуковые датчики; 4 — кабели

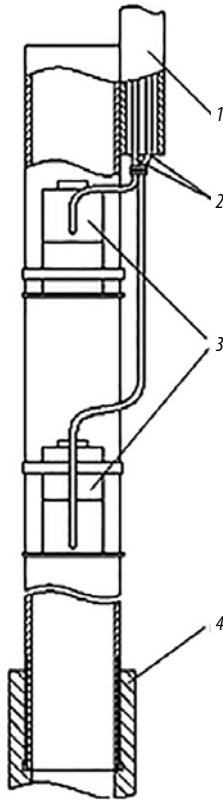


Рисунок составлен авторами

Рис. 2. Схема установки расходомера в ТВС: 1 – алюминиевая труба; 2 – кабели; 3 – ультразвуковые датчики; 4 – головка тепловыделяющей сборки

Приоритет при выборе ТВС для измерения расхода теплоносителя отдали сборкам, которые имели наиболее высокие показатели глубины выгорания, времени нахождения ТВС в активной зоне, а также расчетного энерговыделения. Для того чтобы получить сравнительные характеристики, таким же образом провели измерения расхода в «свежих» ТВС.

Все операции проводили в соответствии с утвержденной программой, результаты фиксировали в протоколе измерений, обязательно указывая тепло-гидравлические параметры 1-го контура. Время на одну операцию составило ок. 5 мин.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Для получения данных по количественному изменению расхода теплоносителя через ТВС измеренные нами значения расхода были соотнесены с параметрами теплоносителя 1-го контура: перепадом давления в активной зоне (49 033,25 Па) и температурой теплоносителя (30 °С) по формуле, выведенной в части 1 нашей работы [3].

Анализ проведен для 270 расчетных значений расхода через ТВС установки ИВВ-2М, имевших выгорание топлива в интервале 0–37%. Максимальное время нахождения в активной зоне ТВС составило 350 сут.

Отклонения параметра, учитывающего расход теплоносителя через ТВС, принято равным 3% с учетом погрешности расчетных формул.

Относительная погрешность при измерении расхода жидкости для ультразвукового расходомера типа FLUXUS ADM 7407 составила 2%.

Принято, что «свежая» ТВС имеет относительный расход теплоносителя (m), равный 100%, значит, в случае расхода 0% $m = 1$ (отн. ед.). При величине выгорания топлива 37% максимальное относительное изменение расхода теплоносителя составило $m(37\%) = 0,88$ (отн. ед.). За время нахождения ТВС в активной зоне (350 сут) $m(350\%) = 0,86$ (отн. ед.).

Полученные зависимости относительного изменения расхода теплоносителя через ТВС установки ИВВ-2М от глубины выгорания топлива и времени нахождения ТВС в активной зоне представлены на рис. 3 и 4.

Как видно из представленных графиков на рис. 1 и 2, некоторые измеренные величины расхода теплоносителя (синие точки) значительно отличаются от эмпирической зависимости (черная линия). Это может быть связано с неточным позиционированием расходомера в ТВС, что обусловлено проведением измерений при помощи длинной штанги (ок. 7 м). Необходимо дальнейшее проведение измерений расхода теплоносителя через ТВС, чтобы массив накопленных статистических данных позволил снизить полученную в этом исследовании погрешность.

Таким образом, определение относительного расхода теплоносителя через ТВС для максимально напряженных (с наибольшим энерговыделением) ТВС установки ИВВ-2М, ограничивающих мощность реактора, необходимо проводить с использованием следующих выражений, полученных на основе эмпирических измерений:

- с учетом глубины выгорания топлива:

$$m = -0,1679x + 92,352;$$

- с учетом времени нахождения ТВС в активной зоне:

$$m = -0,0279T + 92,283,$$

где m – относительное изменение расхода теплоносителя, отн. ед.; x – глубина выгорания топлива, %; T – время нахождения ТВС в активной зоне, сут.

Для определения точности измерения расхода были выбраны ТВС, имеющие одинаковую историю по выгоранию и времени нахождения в активной зоне.

Для свежих ТВС (0% выгорания) среднее значение расхода ($m^3/ч$) составило:

$$\bar{G} = G/n = 14,667,$$

где G – значение расхода теплоносителя через ТВС, $m^3/ч$; n – количество полученных значений расхода теплоносителя через ТВС (в случае свежих сборок $n = 55$).

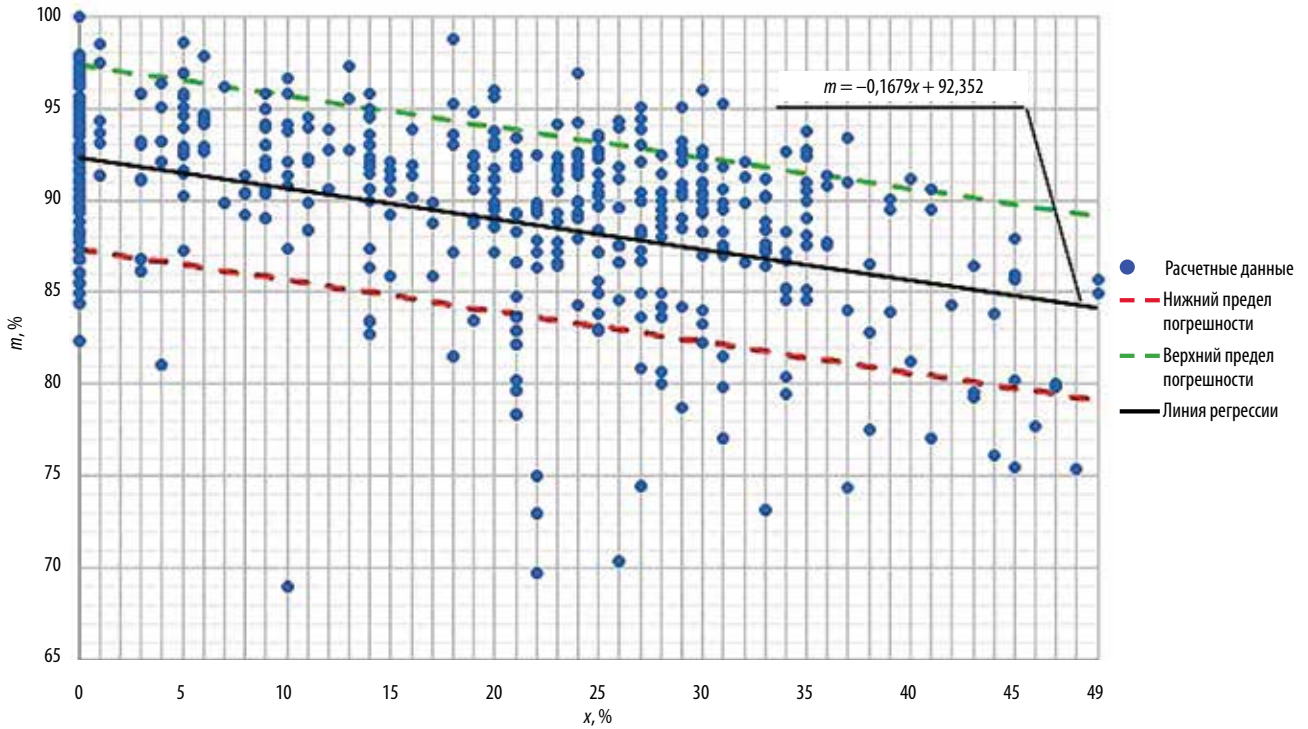


Рисунок составлен авторами на основе собственных экспериментальных данных

Рис. 3. Зависимость (черная линия) относительного изменения расхода теплоносителя (m) от глубины выгорания топлива (x), полученная на основе значений расхода, измеренного при помощи ультразвукового расходомера (НИКИЭТ, Россия) на исследовательской ядерной установке ИВВ-2М в 2016, 2019, 2020 гг. Синие точки – значения расхода теплоносителя

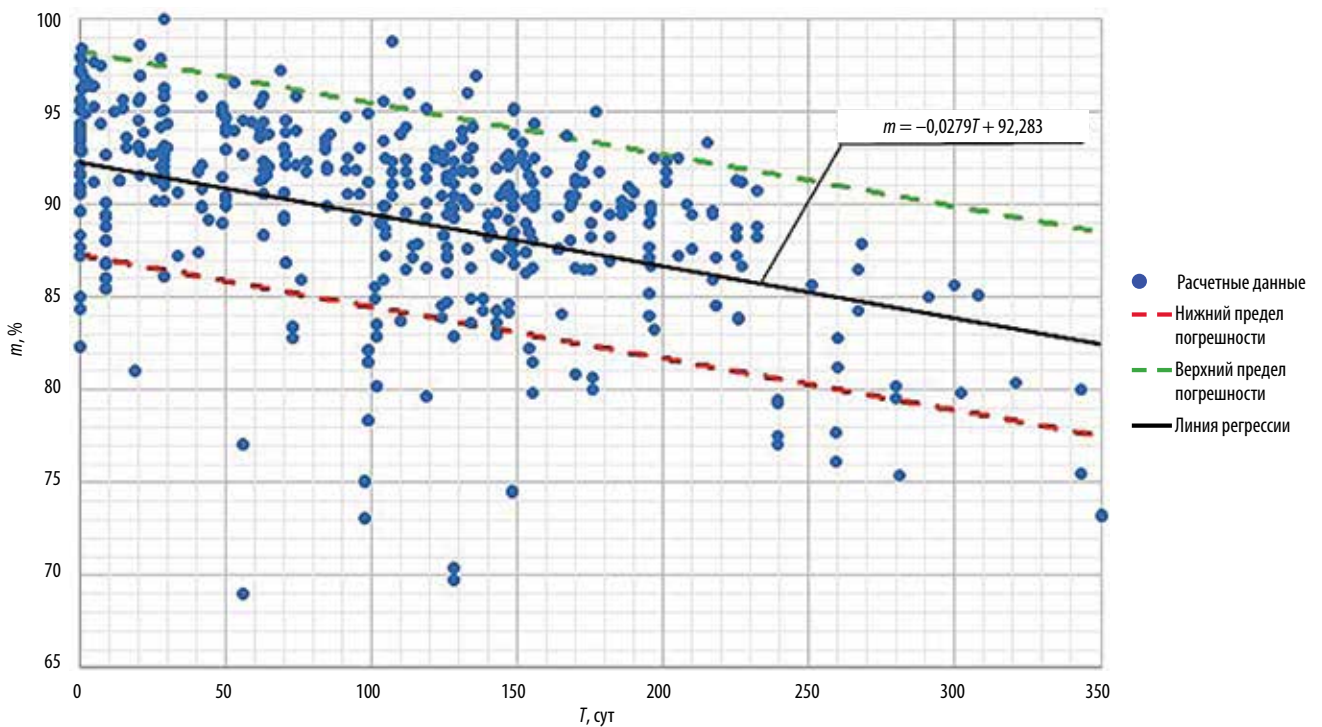


Рисунок составлен авторами на основе собственных экспериментальных данных

Рис. 4. Зависимость (черная линия) относительного изменения расхода теплоносителя (m) от времени (T) нахождения ТВС в активной зоне, полученная на основе значений расхода, измеренного при помощи ультразвукового расходомера (НИКИЭТ, Россия) на исследовательской ядерной установке ИВВ-2М в 2016, 2019, 2020 гг. Синие точки – значения расхода теплоносителя

Среднеквадратичное отклонение от среднего значения расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС:

$$\sigma = \sqrt{((G_i - \bar{G})^2 / (n - 1))} = 0,582,$$

где G_i – i -е значение расхода теплоносителя через ТВС, м³/ч.

В нашем случае для свежих ТВС (0% выгорания) средние значения расхода теплоносителя через ТВС (м³/ч) находились в диапазоне $14,08 < \bar{G} < 15,25$, при этом величина отклонений составила $(\sigma/\bar{G}) \cdot 100\% = 3,97\%$.

При этом доверительная граница среднего значения для числа степеней свободы составила $k = n - 1 = 55 - 1 = 54$. Уровень доверия – 90%, значение критерия Стьюдента $t_{0,9} = 1,6735$ [7] определен как $(\bar{G} - (0,9t\sigma)/(\sqrt{(n - 1)})) < \bar{G} < ((\bar{G} + (0,9t\sigma))/(\sqrt{(n - 1)}))$.

При $k = 54$ доверительный интервал среднего значения расхода (м³/ч): $14,53 < \bar{G} < 14,8$ (м³/ч).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Ультразвуковое устройство мобильного контроля расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, разработанное и изготовленное в НИКИЭТ (2013 г.), позволяет в процессе эксплуатации гетерогенного исследовательского водо-водяного ядерного реактора бассейнового типа ИВВ-2М (номинальная мощность 15 МВт) прогнозировать эксплуатационные уставки на выходе из тепловыделяющей сборки.

В результате анализа величин указанного расхода, полученных с 2016 по 2020 г., выведены зависимости, которые позволят в дальнейшем оценивать расход без проведения непосредственных измерений, требующих увеличения длительности останова реактора на 1–1,5 ч. Однако, учитывая значительные отклонения некоторых результатов, в процессе эксплуатации установок необходимо и дальше проводить измерения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки для набора статистических данных и получения более точных зависимостей расхода.

1. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Russkikh I.M. et al. Composition optimization of homogeneous radiation-protective materials for planned irradiation conditions. – Atomic Energy, 2017, vol. 121, iss. 4, p. 303–307. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0202-7>
2. Russkikh I.M., Seleznev E.N., Tashlykov O.L. et al. Experimental and theoretical study of organometallic radiation-protective materials adapted to radiation sources with a complex isotopic composition. – Phys. At. Nucl., 1451–1456. <https://doi.org/10.1134/S106377881512008X>
3. Русских И.М., Селезнев Е.Н., Зырянова А.А. и др. Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 1. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 3, с. 113–117. <https://www.elibrary.ru/wrzsqq>
4. Rajita G., Mandal N. Review on transit time ultrasonic flowmeter. In: Proc. of 2nd International Conference on Control, Instrumentation, Energy and Communication (CIEC), Kolkata, India, 2016, p. 88–92. <https://doi.org/10.1109/CIEC.2016.7513740>
5. Lynnworth L.C., Liu Y. Ultrasonic flowmeters: Half-century progress report, 1955–2005. – Ultrasonics, 2007, vol. 44, p. e1371–e1378. <https://doi.org/10.1016/j.ultras.2006.05.046>
6. Mousavi S.F., Hashemabadi S.H., Jamali J. Calculation of geometric flow profile correction factor for ultrasonic flow meter using semi 3D-simulation technique. – Ultrasonics, 2020, vol. 106, p. 106165. <https://doi.org/10.1016/J.ULTRAS.2020.106165>
7. Шорохова, И. С., Кисляк Н.В., Мариев О.С. Статистические методы анализа. Екатеринбург: УрФУ, 2015. 300 с. <https://elibrary.ru/item.asp?id=25243396>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Наибольший вклад распределен следующим образом: Русских И.М. – концепция работы, утверждение окончательной версии рукописи для публикации; Русских И.М., Ташлыков О.Л., Зырянова А.А. – работа с источниками литературы, написание и редактирование статьи; Русских И.М., Ташлыков О.Л., Селезнев Е.Н. – разработка дизайна исследования, дизайн методологии; Волчихина Ю.В., Аристов Н.М. – статистическая обработка и анализ данных, составление рисунков и графиков; Калашников Н.С., Кравцова О.А., Горячих А.В. – конструирование и изготовление устройства измерения расхода через ТВС, интерпретация данных.

Идентификаторы авторов

Русских Иван Михайлович: SPIN-код 7438-5084; AuthorID 892826
 Селезнев Евгений Николаевич: SPIN-код 3552-3478; AuthorID 1287764
 Зырянова Александра Анатольевна: SPIN-код 4841-5165; AuthorID 1287702
 Волчихина Юлия Васильевна: SPIN-код 3665-5914; AuthorID 1121344
 Аристов Николай Максимович: SPIN-код 7792-5812; AuthorID 1287705
 Калашников Николай Сергеевич: SPIN-код: 9053-8608, AuthorID: 1288913
 Горячих Андрей Владимирович: SPIN-код: 2462-8363, AuthorID: 1288225
 Кравцова Ольга Анатольевна: SPIN-код: 5740-8849, AuthorID: 1289133
 Ташлыков Олег Леонидович: SPIN-код 8526-2890; AuthorID 573225

УДК 621.039.5.022
PACS 28.50.-k; 28.41.Bm

ПРИМЕНЕНИЕ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ КЮРИЯ

Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Клименко Д.С.

(АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежалы», г. Москва)

Контакты: Александр Викторович Лопаткин; lopatkin@nikiet.ru

Актуальность. Трансмутация минорных актинидов — Np, Am и Cm — ключевое направление снижения долговременной радиотоксичности отработавшего ядерного топлива тепловых и быстрых реакторов. Высокое удельное тепловыделение смеси изотопов Cm (~2,5 кВт/кг) затрудняет их включение в топливо быстрых реакторов из-за проблем производства. Решением может стать трансмутация Cm в специализированных установках.

Цель работы — расчетное исследование трансмутации Cm в жидкосолевом ядерном реакторе ЖСР-С для снижения радиотоксичности отработавшего ядерного топлива.

Материалы и методы. Объект исследования — топливная кампания ЖСР-С (2400 МВт(т), несущая соль 73% LiF — 27% BeF₂, топливная компонента — CmF₃). Метод исследования — численное моделирование с использованием программного средства MSU-ЖСР (НИЦ «Курчатовский институт»). Расчетные методы: моделирование переноса излучений в трехмерных системах методом Монте-Карло, нуклидной кинетики с квазинепрерывной коррекцией составов материалов.

Результаты и обсуждение. Представлена концепция реактора, его основные технические параметры и особенности конструкции. Расчеты подтверждают возможность эффективной трансмутации Cm. Высокие сечения деления ²⁴³Cm, ²⁴⁵Cm и ²⁴⁷Cm обеспечивают большую скорость их трансмутации без накопления вторичных долгоживущих ядер (в отличие от Np, Am). Введение в трансмутационный цикл Cm дополнительного Pu или других делящихся изотопов не требуется. Наличие легких ядер смещает спектр к тепловой области, что оптимально для трансмутации Cm. Гомогенная соль упрощает регулирование состава топлива и удаление продуктов деления. Показано, что равновесное содержание ключевых топливных изотопов в топливном контуре устанавливается за первые 3 года работы реактора, всех изотопов — за 15 лет. За 50 лет работы в контур ЖСР-С загружается ~39 т Cm, из них 95% трансмутируется, остаток вторичных долгоживущих актинидов <1% (~1,9 т).

Заключение. В жидкосолевом реакторе на основе LiF–BeF₂ возможна высокоэффективная трансмутация Cm с минимальным накоплением вторичных актинидов. Качественный анализ показывает, что для трансмутации прогнозируемого объема накопления Cm в ядерной энергетике России до 2100 г. достаточно одного специализированного реактора ЖСР-Cm ~600 МВт(т).

Ключевые слова: трансмутация юрия, жидкосольевой реактор, ЖСР, LiF–BeF₂, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), ядерный топливный цикл (ЯТЦ), нейтронно-физическое моделирование, программа MSU, минорные актиниды, прогнозная оценка

Для цитирования: Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Клименко Д.С. Применение жидкосолевого реактора для трансмутации юрия. — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 276–279.

Финансирование. Исследование проводили без внешнего финансирования.

Потенциальный конфликт интересов. А.В. Лопаткин — член редколлегии журнала «Атомная энергия», заявляет об отсутствии конфликта интересов, требующего раскрытия в данной статье. Остальные авторы также заявляют об отсутствии конкурирующих интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

Трансмутация минорных актинидов (МА) — нептуния (Np), америция (Am), юрия (Cm) — одна из ключевых задач по снижению долговременной опасности радиоактивных отходов в современной ядерной энергетике. Под трансмутацией долгоживущих нуклидов подразумевается процесс их преобразования в более стабильные или короткоживущие изотопы, распадающиеся на стабильные, посредством ядерных реакций, под трансмутацией актинидов — перевод их в продукты деления.

Долгоживущие нуклиды нептуния и америция успешно могут быть трансмутированы в замкнутом топливном цикле быстрых реакторов (БР) — реакторов на быстрых нейтронах [1]. По причине высокого уровня радиационного излучения от распада изотопов юрия и, как следствие, высокого уровня радиационного энерговыделения (примерно 2,5 кВт/кг) юрий практически не может быть трансмутирован в составе топлива современных и перспективных БР

по причине трудностей фабрикации топлива. Можно добиться уменьшения энерговыделения топлива БР на стадии фабрикации до приемлемого уровня за счет снижения содержания юрия, но в этом случае его содержание в топливе БР будет ниже равновесного, при котором скорости накопления и выгорания равны, поэтому при облучении в реакторе юрий будет накапливаться, а не выгорать.

Возможны, по крайней мере, два подхода к трансмутации юрия — трансмутация в специализированных установках или длительная выдержка в течение 70–100 лет до распада основных излучающих изотопов ²⁴³Cm и ²⁴⁴Cm с периодом полураспада 28,5 и 18,1 года в изотопы плутония ²³⁹Pu и ²⁴⁰Pu соответственно с последующим возвратом полученной смеси элементов в топливный цикл БР (временная трансмутация). Что для ядерной энергетике предпочтительнее, должен решить технико-экономический анализ после детальной проработки обоих подходов. Мы же рассмотрим первый подход: трансмутацию юрия

в жидкосолевоом реакторе (ЖСР) на расплавах солей — фторидов лития и бериллия $\text{LiF}-\text{BeF}_2$, с молярной долей 73 и 27% соответственно.

Цель проведенной работы — расчетное исследование трансмутации кюрия в жидкосолевоом ядерном реакторе ЖСР-С для снижения радиотоксичности отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Задачи, решаемые поэтапно в ходе исследования:

- моделирование топливной кампании ЖСР-С с загрузкой и непрерывной подпиткой топливом на основе кюрия;
- анализ изотопного топлива в равновесном режиме работы реактора, оценка накопления вторичных актинидов;
- расчет требуемой тепловой мощности ЖСР-См (жидкосолевого реактора — сжигателя кюрия) для трансмутации прогнозируемого объема кюрия, который по расчетам будет наработан в ядерной энергетике России до 2100 г.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

Для начального анализа особенностей трансмутации кюрия в ЖСР взята расчетная модель жидкосолевого реактора-сжигателя¹ (ЖСР-С) мощностью 2400 МВт(т) [2]. Предполагалось, что этот реактор может трансмутировать целевых 250 кг МА в год, выделяемых из ОЯТ тепловых реакторов, и может работать в комплексе с опытно-демонстрационным центром на площадке ФГУП «Горно-химический комбинат» (Железногорск, Россия). Для поддержания критичности в режиме трансмутации нептуния, америция и кюрия требуется загрузка в ЖСР-С 500 кг плутония в год (табл. 1).

Трансмутация кюрия в потоке нейтронов имеет существенное отличие от трансмутации нептуния и америция. При облучении последних деление относительно маловероятно, и основным каналом трансмутации служит деление образовавшихся из них ядер плутония, что приводит к образованию долгоживущих ядер, не содержащихся в стартовом составе. При трансмутации кюрия, имеющего 3 изотопа с высоким сечением деления (^{243}Cm , ^{245}Cm , ^{247}Cm), образование вторичных долгоживущих ядер почти не происходит (рис. 1).

Нейтронно-физические характеристики ЖСР в режиме квазинепрерывной коррекции состава топлива (догрузка кюрия и удаление продуктов деления) для трансмутации кюрия получены в программе MSU-ЖСР. Программа основана на пакете MSU-5 [3] и предназначена для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией, с учетом изменения изотопного состава материалов и возможностью моделирования очистки

Таблица 1. Основные характеристики ЖСР-С и ЖСР-См

Параметр	Реакторная установка	
	ЖСР-С	ЖСР-См*
Тепловая мощность, МВт	2400	600*
Кампания, лет	50	
КИУМ	0,82	
Размеры а.з., см: радиус высота	190 400	~100 ~190
Ежегодная загрузка МА* в равновесном режиме** работы, кг	250	180 (См)
Ежегодная загрузка плутония в равновесном режиме работы, кг	500	—
Тип реактора	Гомогенный, жидкосолеовой	
Несущая соль	$73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$	
Температура, °С: на входе в а.з. на выходе из а.з.	630 700	
Плотность топливной соли, г/см ³	2,115	~1,95
Молярная доля ТУЭ в топливе в равновесном режиме работы, %	1,25	~0,14
Средняя ППН в а.з., н/(см ² с)	$7,7 \cdot 10^{14}$	$\sim 1,4 \cdot 10^{15}$
Максимальная ППН в а.з., н/(см ² с)	10^{15}	$\sim 1,8 \cdot 10^{15}$

Авторы составили таблицу на основе собственных данных

Примечание. а.з. — активная зона; ЖСР-С — жидкосолеовой реактор-сжигатель; ЖСР-См — жидкосолеовой реактор — сжигатель кюрия; КИУМ — коэффициент использования установленной мощности; МА — минорные актиниды; ППН — плотность потока нейтронов; ТУЭ — трансурановые элементы.

(—) — ежегодная загрузка плутония не требуется.

*Расчеты для реактора ЖСР-См не проводили, его параметры оценили при помощи «масштабирования» параметров реактора ЖСР-С, т.е. фактически это качественные оценки.

**Равновесный режим — состояние, при котором концентрации всех изотопов остаются неизменными между циклами коррекции состава (устанавливается примерно через 15 лет).

материалов от продуктов деления и минорных актинидов, а также подпитки свежим топливом.

Размножающие свойства смеси изотопов кюрия существенно лучше, чем таковые плутония (табл. 2). Как следствие, для кюрия критическая загрузка в ЖСР-С в 12 раз меньше, чем для плутония. Ежегодная догрузка плутония при трансмутации кюрия не требуется. Наличие большого количества легких ядер (Li, Be, F) и малое удельное содержание кюрия, имеющего хорошие размножающие характеристики, сдвигает спектр плотности потока нейтронов в область тепловых нейтронов — предпочтительную для трансмутации кюрия (рис. 2).

¹ЖСР-С — жидкосолеовой реактор-сжигатель (под сжиганием понимается процесс трансмутации долгоживущих радиоактивных изотопов в продукты деления).

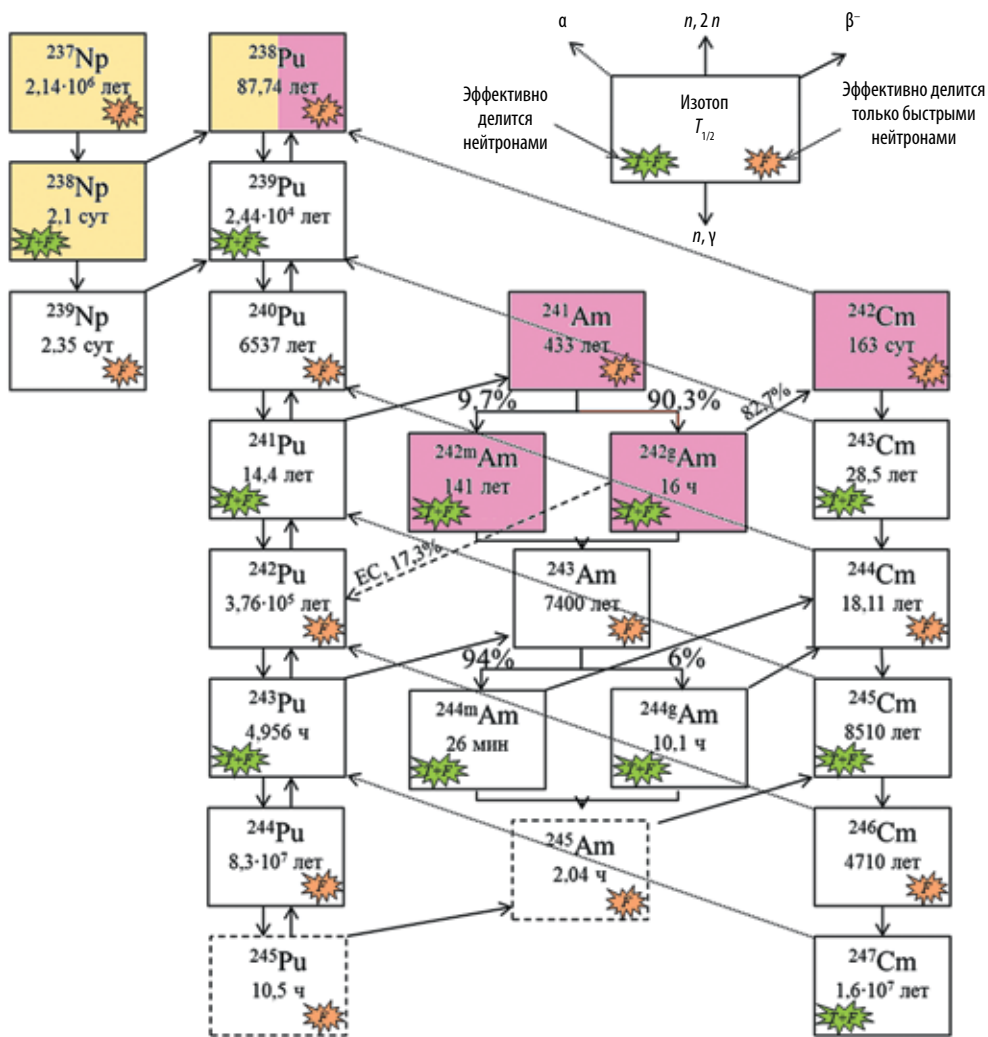


Рисунок сделан авторами

Рис. 1. Фрагмент схемы изотопных переходов актиноидов при облучении в потоке нейтронов. F – эффективно делится только быстрыми нейтронами; $T + F$ – эффективно делится нейтронами всех энергий; желтым цветом выделена цепочка трансмутации для ^{237}Np , розовым – цепочка трансмутации для ^{241}Am

Таблица 2. Сечения деления и радиационного захвата изотопов плутония и куря, усредненные по спектру плотности потока нейтронов в ЖСР-С

Изотоп	Содержание в смеси*, %	σ_f , барн	σ_c , барн
^{238}Pu	2,6	1,99	10,19
^{239}Pu	55,7	21,93	14,12
^{240}Pu	26,4	0,25	48,69
^{241}Pu	8,8	35,71	11,66
^{242}Pu	6,6	0,13	35,95
Все изотопы Pu	100	15,5	24,32
^{243}Cm	1,693	180	29
^{244}Cm	85,42	0,5	21
^{245}Cm	11,88	283,6	42,2
^{246}Cm	0,986	0,3	5
^{247}Cm	0,0008	66,3	33,8
Все изотопы Cm	100	39,31	24,25

Авторы составили таблицу на основе собственных данных

Примечание. Параметры, усредненные по спектру плотности потока нейтронов в ЖСР-С: σ_f (барн) – сечение деления изотопов; σ_c (барн) – сечение радиационного захвата изотопов.

*Изотопный состав Pu и Cm соответствует обработавшему ядерному топливу ВВЭР с выгоранием 5% т.а. и выдержкой 10 лет.

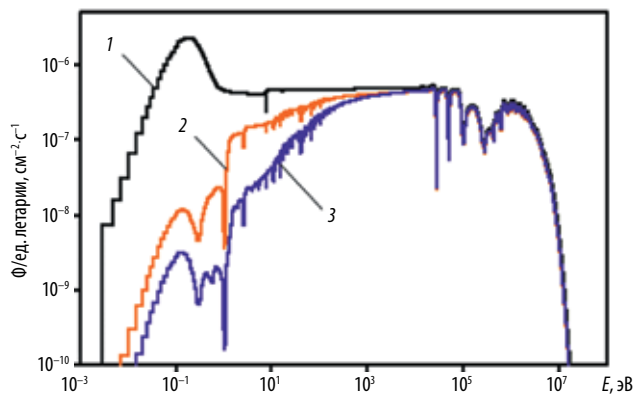


Рисунок сделан авторами

Рис. 2. Спектр плотности потока нейтронов в активной зоне ЖСР-С для разных композиций солей: 1 – FLiB+SmF₃; 2 – FLiBe+PuF₃; 3 – FLiBe+PuF₃+AnF₃. Φ – плотность потока нейтронов на единицу летаргии; E – энергия нейтронов

Проведенные на модели ЖСР-С расчеты показали, что реактор через 3 года переходит в режим работы с равновесным содержанием (динамическим балансом между поступлением, образованием и выгоранием) изотопов ²⁴³Sm, ²⁴⁴Sm, ²⁴⁵Sm в топливе, которые определяют критичность активной зоны. Равновесный режим работы – состояние, при котором концентрации всех изотопов остаются неизменными между циклами коррекции состава, устанавливается примерно через 15 лет. Изотопный состав кюрия в равновесном режиме работы: ²⁴³Sm – 0,1, ²⁴⁴Sm – 57,99, ²⁴⁵Sm – 3,16, ²⁴⁶Sm – 32,8, ²⁴⁷Sm – 1,58, ²⁴⁸Sm – 4,38%. За 50 лет работы в контур будет загружено ок. 39 т кюрия, из которых останется 1,9 т в последней критической загрузке, которая может быть перемещена в следующий ЖСР, что минимизирует время его выхода в равновесный режим работы. Таким образом, в ЖСР-С будет трансмутировано, т.е. переведено в продукты деления, 95% загруженного кюрия практически без накопления вторичных долгоживущих

актинидов. Наиболее значимую «примесь» составляет плутоний – менее 1%, актиниды – существенно меньше.

Оценим тепловую мощность ЖСР-С, требуемую для трансмутации всего кюрия, выделяемого из ОЯТ тепловых и быстрых реакторов в прогнозной ядерной энергетике России. Среднее годовое количество кюрия, выделяемое в период 2050–2100 гг., составит примерно 180 кг/год, как показывают [4] расчеты одного из сценариев развития ядерной энергетики России, рассмотренного в проектом направлении «Прорыв», с выходом мощности АЭС с БР к 2100 г. на уровень 90 ГВт. Исходя из этого, можно определить, что на указанный период тепловая мощность ЖСР-С должна быть примерно 550–600 МВт в зависимости от стратегии перегрузок топлива (см. табл. 1). В расчетах ЖСР-С средняя энергонапряженность топлива в активной зоне принята равной 100 Вт/см³. Одного реактора ЖСР-С достаточно для решения задачи трансмутации выделенной фракции кюрия на объектах ядерной энергетики России в 2050–2100 гг.

Реактору ЖСР-С должен сопутствовать приреакторный радиохимический комплекс для регенерации (периодической или непрерывной) и корректировки состава топливной соли. Приреакторный комплекс позволит организовать ЯТЦ с вводом кюрия извне и выводом продуктов деления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Решением проблемы трансмутации кюрия в ядерной энергетике России, возможно, послужит именно ЖСР-С. Особенности нейтронных характеристик изотопов кюрия обеспечивают его эффективную трансмутацию с незначительным накоплением в топливе вторичных долгоживущих актинидов. При этом введение в трансмутационный цикл кюрия дополнительного плутония или других делящихся изотопов не требуется.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Lopatkin A.V., Platonov I.V., Popov V.E. Conditions for reaching radiation equivalence of native raw materials and long-lived radioactive waste in nuclear energy in Russia. — Atomic Energy, 2021, v. 129, iss. 4, p. 188–193. <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00732-9>
- Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Ларионов И.А. и др. Инженерно-физический облик жидкосолевого реактора-сжигателя Np, Am, Cm отработавшего топлива ВВЭР. — Атомная энергия, 2024, т. 137, вып. 5–6, с. 263–266. <https://elibrary.ru/nynsbo>
- Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус МСУ-5. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 5–23. <https://elibrary.ru/oihryj>
- Каширский А.А. Сравнение материального баланса и экономики различных сценариев развития инновационных ЯТЦ. Известия РАН. Энергетика, 2021, № 2, с. 151–160. <https://elibrary.ru/rndrji>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Все авторы в равной степени участвовали в разработке концепции исследования, написании текста рукописи, формулировке выводов.

Идентификаторы авторов

Лопаткин Александр Викторович: SPIN-код 3495-8898; Author ID 1103914; Scopus 7006076753

Третьяков Игорь Товиевич: SPIN-код 8276-3920; Author ID 705894; Scopus 6507651213

Клименко Дмитрий Сергеевич: SPIN-код 6042-1821; Author ID 1295889; Scopus 57221000638

УДК 546.02+621.039.8
PACS 23.90.+w; 28.90.+i; 82.80.Dx; 82.80.Rt

ИЗМЕНЕНИЕ ОТНОСИТЕЛЬНОГО СОСТАВА КОМПОНЕНТОВ В ИОННОМ МНОГОКОМПОНЕНТНОМ ПУЧКЕ ПРИ ПРОХОЖДЕНИИ СИЛЬНОТОЧНОГО ДИОДА

Колесов Г.Н.¹, Дубинов А.Е.

(ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», г. Саров; Саровский физико-технический институт, филиал Национального исследовательского ядерного университета «Московский инженерно-физический институт», г. Саров)

Контакты: Герман Николаевич Колесов; KOLESOV_1997@outlook.com

Актуальность. Важная проблема масс-спектропии заключается в точном определении количества ионов различных сортов в исследуемом веществе, которое претерпело изменения после прохождения сильноточного ионного диода.

Цель работы – установить закономерности изменения относительного состава компонентов многокомпонентного ионного пучка при прохождении ионного диода.

Материал и методы. Проведено самосогласованное компьютерное моделирование ионного диода с помощью электромагнитного кода КАРАТ (на базе метода particle-in-cell – разновидности метода крупных частиц). Использован режим ограничения тока пространственным зарядом для корректного измерения состава компонентов многокомпонентного ионного пучка при помощи масс-спектропии.

Результаты и обсуждение. Установлено существенное изменение относительного количества ионов различных сортов на коллекторе сильноточного ионного диода по сравнению с концентрациями на его эмиттере. Предложен корректирующий множитель, компенсирующий выявленное изменение: если ионный диод в масс-спектрометре работает в режиме ограничения тока пространственным зарядом, то для определения относительных концентраций сортов ионов в ионном облаке следует корректировать амплитуды пиков на масс-спектре на величину $\sqrt{\mu_i}$.

Заключение. Полученные результаты имеют важное значение для интерпретации результатов измерений в количественной масс-спектропии, а также для определения эффективности разделительных установок.

Ключевые слова: количественная масс-спектрометрия, ионный диод, ионный пучок, particle-in-cell simulations, самосогласованное моделирование, методом частиц в ячейках, корректирующий множитель, код КАРАТ

Для цитирования: Колесов Г.Н., Дубинов А.Е. Изменение относительного состава компонентов в ионном многокомпонентном пучке при прохождении сильноточного диода. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 280–284.

Финансирование. Исследование проводили без внешнего финансирования.

Потенциальный конфликт интересов. Все авторы заявляют об отсутствии конфликта финансовых, а также нефинансовых интересов, которые имеют отношение к содержанию данной статьи и требуют раскрытия.

ВВЕДЕНИЕ

Разделение частиц по массам – одна из важнейших технологических задач, стоящих перед специалистами Государственной корпорации «Росатом». Технологии разделения включают сепарацию изотопов ядерных элементов [1, 2] и масс-спектропию сложных веществ [3, 4]. Типовая блок-схема разделительной установки содержит следующие узлы (рис. 1).

Для количественной масс-спектропии важно, как подчеркивается в [5], обеспечить корректность

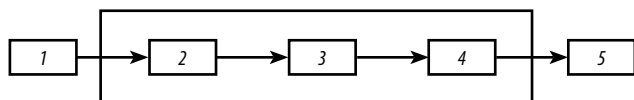


Рисунок сделан авторами

Рис. 1. Типовая блок-схема разделительной установки: 1 – система ввода проб разделяемого вещества; 2 – источник ионизации; 3 – ионный диод; 4 – масс-сепаратор; 5 – коллектор в случае разделения изотопов или регистратор в случае масс-спектропии. Блоки 2–4 находятся в условиях глубокого вакуума

отбора проб разделяемого вещества в тех случаях, когда в узлах 2–4 сохраняется относительный (%) состав разделяемых компонентов или изменение относительного состава компонентов контролируемо.

Ионные диоды в интенсивных разделительных установках работают в режиме ограничения ионного тока пучка частиц собственным пространственным зарядом. В этом режиме выполняется закон Чайльда–Ленгмюра (закон степени трех вторых) [5–8], связывающий плотность тока с приложенным напряжением в диоде.

В [9] (с. 202) приведена формула закона Чайльда–Ленгмюра, обобщенная для случая многокомпонентного ионного пучка:

$$j = j_1 + j_2 + j_3 + \dots = 5,48 \cdot 10^{-8} \left(\frac{v_1}{\sqrt{\mu_1}} + \frac{v_2}{\sqrt{\mu_2}} + \frac{v_3}{\sqrt{\mu_3}} + \dots \right) \frac{u_0^{3/2}}{d^2}, \quad (1)$$

где j – плотность тока в диоде, А/см²; j_i – парциальные плотности тока компонентов (i -х сортов ионов), А/см²;

¹Аспирант очного отделения аспирантуры ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики» (г. Саров).

μ_i — их атомные веса, а.е.м.; v_i — относительные концентрации компонентов, см^3 ; u_0 — потенциал коллектора относительно эмиттера, В; d — ширина диода, см.

Возникает вопрос, происходит ли изменение относительного состава компонентов пучка при прохождении через ионный диод Z , и насколько велико это изменение. Однако формула не отвечает на этот вопрос, так как относительные концентрации v_i надо задавать заранее. К тому же в решении Чайльда—Ленгмюра концентрации всех сортов частиц на эмиттере должны стремиться к бесконечности [10]. По этой же причине в случае нескольких сортов ионов невозможно задать необходимые пропорции концентраций частиц на эмиттере. В связи с перечисленным эту формулу невозможно использовать для получения ответа на поставленный вопрос.

Цель данной работы состояла в выявлении закономерности изменения относительного состава компонентов в многокомпонентном ионном пучке в ионном диоде в режиме ограничения тока пространственным зарядом.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

Постановка задачи и методика ее решения

Существующую проблему решали при помощи самосогласованного компьютерного моделирования ионного диода методом крупных частиц. Моделирование ионного диода сделано с помощью электромагнитного кода «КАРАТ»², работающего на базе метода particle-in-cell (PIC-метода) — разновидности метода крупных частиц.

Код предназначен для моделирования нестационарных электродинамических и плазменных процессов в приборах и устройствах, имеющих развитую геометрию. КАРАТ самосогласованно решает уравнения движения релятивистских частиц (электронов, ионов, нейтралов) и уравнения Максвелла на заданной пространственной сетке. Ранее код многократно тестировали и применяли во многих лабораториях для моделирования плазменно-пучковых [11–17] и газоразрядных [18–22] процессов и устройств.

Рассматриваемый в статье ионный диод может быть простейшей моделью элемента любого масс-спектрометра, в котором имеется работающий в режиме 3/2 ионный диод, и его схема соответствует представленной на рис. 1. Это может быть, например, квадрупольный масс-спектрометр, однопольный или с поворотным магнитом и т. п. Конкретный тип масс-сепаратора не имеет значения. Важно лишь то, что ионы в диоде могут захватываться для анализа не в той пропорции, которая существует в плазме.

На рис. 2 представлена геометрия аксиально-симметричного ионного диода, который включает плоский ионный эмиттер и цилиндрический коллектор. Радиус диода — 10 см, длина — 5 см. Электроды диода, т. е. эмиттер и коллектор, разделены изолято-

ром длиной 2 см. Приняли, что в полости диода находится глубокий вакуум, а к его электродам приложено постоянное напряжение 10 кВ. Было задано сильное однородное аксиальное магнитное поле с величиной магнитной индукции 10 кГс, которое препятствует радиальному дрейфу заряженных частиц.

В кольцевой щели эмиттера, имеющей внешний и внутренний радиусы — 4 и 3 см соответственно, находится газообразное ионное облако, содержащее несколько сортов ионов. В момент времени $t = 0$ с ионы из облака одновременно начинают вытягиваться через щель электрическим полем в режиме ограничения тока пространственным зарядом ионного пучка.

Режим ограничения тока пространственным зарядом пучка устанавливается в PIC-кодах следующим образом: эмиссионная способность эмиттера

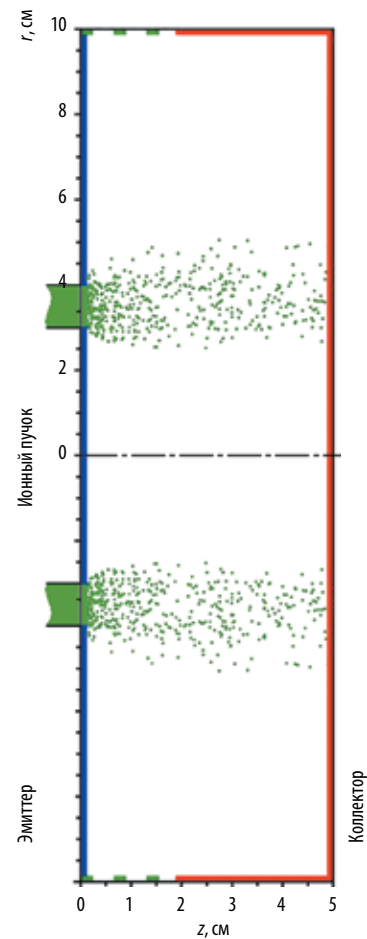


Рисунок сделан авторами

Рис. 2. Геометрия ионного диода и ионного пучка (зеленые точки). r — радиальная координата; z — продольная координата. Электроды диода: ионный эмиттер (синяя линия) и коллектор (красная линия), разделенные изолятором (пунктирная линия)

²Tarakanov V.P. User's Manual for Code KARAT. Springfield (VA): Berkley Research Associates, 1992, 112 с.

задается заведомо больше, чем диод может пропустить. В этом случае собственное электрическое поле пучка, которое считается на каждом шаге моделирования, остановит лишние частицы и повернет их назад.

Что может свидетельствовать о том, что в диоде установлен режим ограничения тока пространственным зарядом пучка? Распределение продольного электрического тока или потенциала вдоль диода. Если все эмитируемые частицы имеют нулевую скорость, то электрическое поле, в соответствии с законом $3/2$, на эмиттере равно нулю. Если же частицы имеют начальную скорость или начальный тепловой разброс по скоростям, то электрическое поле около эмиттера будет отрицательным (для положительно заряженных частиц). В точке смены знака заряда поля формируется потенциальный барьер, отражающий медленные частицы назад, так называемый [23] тепловой виртуальный эмиттер. В точке смены знака электрического поля потенциал имеет максимум.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Электрический заряд рассчитывался отдельно для каждого сорта ионов, севших на торец коллектора (величина, соответствующая измерениям в количественной масс-спектрокопии), так как количество ионов каждого сорта, выделившихся на коллекторе, пропорционально перенесенному этими ионами электрическому заряду. Последний в свою очередь вычислялся при помощи интегрирования по времени парциальных токов ионов каждого сорта.

Расчеты проводились в цилиндрической системе координат самосогласованным образом в течение моделируемого времени – 25 мкс. Расчетная сетка: $N_r \times N_z = 80 \times 40$ ячеек.

Пример одного из таких расчетов. Условия: изотермическое ионное облако содержит положительные однократно заряженные ионы четырех сортов с атомным весом (а.е.м.): $\mu_1 = 1$, $\mu_2 = 2$, $\mu_3 = 3$, $\mu_4 = 4$. Концентрация ионов каждого сорта составляет 10^{10} см^{-3} , а их температуры – 1 кэВ.

График на рис. 3 отображает пространственное распределение продольного электрического поля в пучке, получаемое при расчетах в момент времени 50 нс и свидетельствующее об установлении

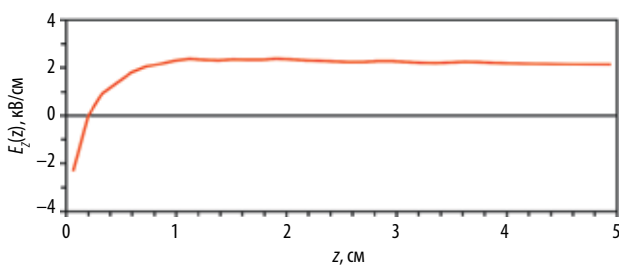


Рисунок сделан авторами

Рис. 3. Мгновенное распределение продольного электрического поля вдоль пучка в момент времени 50 нс. $E_z(z)$ – напряженность продольной компоненты электрического поля; z – продольная координата

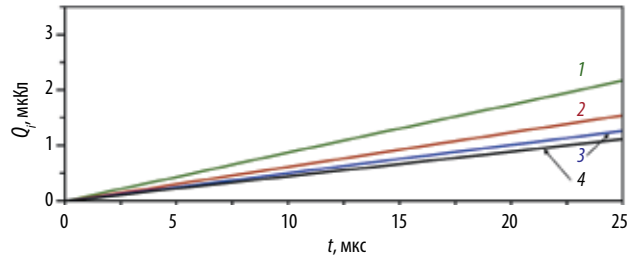


Рисунок сделан авторами

Рис. 4. Динамика накопления электрического заряда $Q_i(t)$ на коллекторе отдельно по сортам ионов (нумерация кривых в соответствии с номерами сортов ионов). t – время моделирования; Q_i – заряд i -го сорта ионов; 1 – заряд 1-го сорта ионов; 2 – заряд 2-го сорта ионов; 3 – заряд 3-го сорта ионов; 4 – заряд 4-го сорта ионов

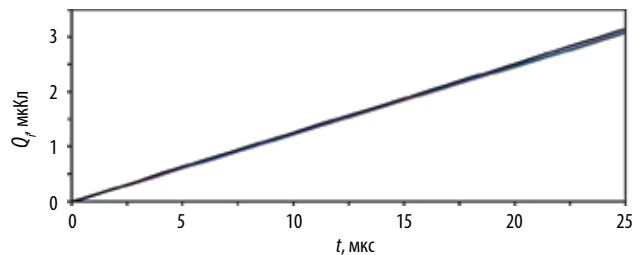


Рисунок сделан авторами

Рис. 5. Наложенные друг на друга четыре временные зависимости $\sqrt{\mu_i} Q_i(t)$ на коллекторе, отдельно по сортам ионов ($i = 1, \dots, 4$). μ_i – атомная масса i -го сорта ионов; t – время; $\sqrt{\mu_i} Q_i(t)$ – произведение заряда i -го сорта ионов на корень атомной массы i -го сорта ионов

режима ограничения тока пространственным зарядом пучка.

На рис. 4 представлены временные графики $Q_i(t)$ накопления электрических зарядов на коллекторе, отдельно для каждого сорта ионов. Все графики практически линейны, что свидетельствует о том, что ионный диод работает в режиме стационарных парциальных токов. Из рис. 4 также следует, что на коллектор приходят ионы разных сортов в неравном количестве, причем, чем ионы легче, тем лучше они извлекаются с эмиттера и в большем количестве осаждаются на коллекторе. И это несмотря на то, что концентрации разных ионов на эмиттере задавались равными. Из этого напрямую следует, что при отборе ионов в режиме ограничения тока пространственным зарядом в диоде происходит существенное изменение относительного количества ионов различных сортов в каждом сечении пучка, что необходимо учитывать при проведении количественной масс-спектрометрии. Этот же факт также оказывает существенное влияние на определение эффективности разделения изотопов по массам.

Можно ли найти способ компенсировать выявленное изменение относительного количества ионов различных сортов в ионном диоде? Подсказка в формуле (1). Величины зарядов всех сортов ионов, накопленных на коллекторе, следует умножать на значения $\sqrt{\mu_i}$. Действительно, наложенные друг на друга графики временной зависимости $\sqrt{\mu_i} Q_i(t)$ для всех сортов ионов практически совпадают (рис. 5).

В итоге, если ионный диод в масс-спектрометре работает в режиме ограничения тока пространственным зарядом, то для определения относительной концентрации сортов ионов в ионном облаке следует корректировать амплитуды пиков на масс-спектре на фактор $\sqrt{\mu}$.

ВЫВОДЫ

1. Результаты проделанной работы:

- происходит существенное изменение относительного количества ионов различных видов

на коллекторе сильноточного ионного диода по сравнению с их концентрацией на его эмиттере;

- предложен корректирующий множитель, компенсирующий это изменение.

2. Полученные результаты имеют важное значение для измерений и интерпретации в количественной масс-спектрологии, а также для более точного определения эффективности разделительных установок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Koch J., Dawton R.H.V.M., Smith M.L., Walcker W. Electromagnetic isotope separators and applications of electromagnetically enriched isotopes. Amsterdam: N-Holland Publ. Corp., 1958, 314 p.
2. Изотопы: свойства, получение, применение. Под ред. В.Ю. Баранова: в 2 т. Т. 1. М.: Физматлит, 2005, 600 с.
3. Becker J.S. Inorganic mass spectrometry. Principles and applications. Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH, 2007, 496 p.
4. Benedikt J., Hecimovic A., Ellerweg D., von Keudell A. Quadrupole mass spectrometry of reactive plasmas. — J. Phys. D: Appl. Phys., 2012, v. 45, № 40, p. 403001. <https://doi.org/10.1088/0022-3727/45/40/403001>
5. Пожаров С.Л., Хабибуллаев П.К. Диагностика ионного состава плазмы. Ташкент: Фан, 1987, 160 с.
6. Gillson G.R., Douglas D.J., Fulford J.E. et al. Nonspectroscopic interelement interferences in inductively plasma mass spectrometry coupled. — Anal. Chem., 1988, v. 60, № 14, p. 1472–1474. <https://doi.org/10.1021/ac00165a024>
7. Li G., Duan Y., Hieftie G.M. Space-charge effects and ion distribution in plasma source mass spectrometry. — J. Mass Spectrometry, 1995, v. 30, № 6, p. 841–848. <https://doi.org/10.1002/jms.1190300609>
8. Дубинов А.Е., Мытарева Л.А., Сайков С.К., Селемир В.Д. Оптимальный ток пучка ионов в установках разделения изотопов электромагнитным методом. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 169–170. <https://elibrary.ru/pyahsf>
9. Габович М.Д. Физика и техника плазменных источников ионов. М.: Атомиздат, 1972, 304 с.
10. Форрестер А.Т. Интенсивные ионные пучки. М.: Мир, 1992, 358 с.
11. Ignatov A.M., Tarakanov V.P. Squeezed state of high-current electron beam. — Phys. Plasmas, 1994, v. 1, № 3, p. 741–744. <https://doi.org/10.1063/1.870819>
12. Донец Е.Д., Донец Е.Е., Сыресин Е.М. et al. Нелинейная динамика продольных структур в электронном облаке коаксиального электроно-струнного ионного источника. — Журнал технической физики, 2011, т. 81, № 5, с. 103–110. <https://elibrary.ru/rcubef>
13. Dubinov A.E., Tarakanov V.P. PIC simulation of a two-foil vircator. — Laser and Particle Beams, 2017, v. 35, № 2, p. 362–365. <https://doi.org/10.1017/S0263034617000283>
14. Ginzburg N.S., Rozental R.M., Sergeev A.S. et al. Generation of rogue waves in gyrotrons operating in the regime of developed turbulence. — Phys. Rev. Lett., 2017, v. 119, № 3, p. 034801. <https://doi.org/10.1103/PhysRevLett.119.034801>
15. Kurilenkov Yu.K., Oginov A.V., Tarakanov V.P. et al. Proton-boron fusion in a compact scheme of plasma oscillatory confinement. — Phys. Rev. E, 2021, v. 103, № 4, p. 043208. <https://doi.org/10.1103/PhysRevE.103.043208>
16. Dubinov A.E., Kolesov H.N., Tarakanov V.P. Relativistic multivircator with two magnetic mirrors on underlimit electron beam: concept and PIC-simulation results. — IEEE Trans. Plasma Sci., 2022, v. 50, № 11, p. 4589–4595. <https://doi.org/10.1109/TPS.2022.3214995>
17. Дубинов А.Е., Колесов Г.Н., Селемир В.Д., Тараканов В.П. Магнитоизолированный виркатор с магнитной пробкой на допредельном электронном пучке: особенности динамики пучка и сверхвысокочастотные характеристики. — Радиотехника и электроника, 2023, т. 68, № 5, с. 492–497. <https://elibrary.ru/uhunpv> <https://doi.org/10.31857/S0033849423050078>
18. Dubinov A.E. A particle-in-cell simulation of a process of avalanche developing at a non-completed sliding discharge. — Plasma Sources Sci. Technol., 2000, v. 9, № 4, p. 597–599. <https://doi.org/10.1088/0963-0252/9/4/316>
19. Барабанов В.Н., Дубинов А.Е., Лойко М.В. и др. Пучковый разряд, возбуждаемый распределенным виртуальным катодом. — Физика плазмы, 2012, т. 38, № 2, с. 189–199. <https://elibrary.ru/optfpb>
20. Dubinov A.E., Tarakanov V.P. PIC/MC-simulation of helium ionization by a relativistic electron beam with a distributed virtual cathode. — IEEE Trans. Plasma Sci., 2021, v. 49, № 3, p. 1135–1141. <https://doi.org/10.1109/TPS.2021.3055361>
21. Kralkina E.A., Nekludova P.A., Nikonov A.M. et al. Mutual influence of the channels in a combined discharge based on the RF inductive and DC discharges. — Vacuum, 2022, v. 198, № 1, p. 110873. <https://doi.org/10.1016/j.vacuum.2022.110873>
22. Kolesov H.N., Dubinov A.E. PiC/MC-simulation of a low-pressure discharge in helium initiated by a relativistic electron beam in a coaxial chamber with a magnetic cusp. — Vacuum, 2024, v. 222, № 1, p. 112932. <https://doi.org/10.1016/j.vacuum.2023.112932>
23. Дубинов А.Е., Селемир В.Д. Электронные приборы с виртуальным катодом. — Радиотехника и электроника, 2002, т. 47, № 6, с. 645–672.

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Все авторы в равной степени участвовали в разработке концепции исследования, написании текста рукописи, формулировке выводов.

Идентификаторы авторов

Дубинов Александр Евгеньевич: SPIN-код 3506-1841; AuthorID 28869

Колесов Герман Николаевич: SPIN-код 1024-1180; AuthorID 1080709

УДК 004.942:66.012–52
PACS 02.70.–с; 82.20.Wt

МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА УПРАВЛЕНИЯ ПАРАМЕТРАМИ АТМОСФЕРЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО БОКСА МФР ОДЭК

Кривобородько В.А.¹, Егорова О.В., Ливенцов С.Н., Ливенцова Н.В.
(ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», г. Томск),
Фейгин А.И., Шмидт О.В.
(АО «Прорыв», г. Москва)

Контакты: Вадим Александрович Кривобородько; vak99@tpu.ru

Актуальность. Для разработки цифрового двойника модуля фабрикация-рефабрикация (МФР) ядерного топлива (смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива) в рамках проекта «Прорыв» особое значение, из-за пиррофорности СНУП-топлива и высоких требований к точности контроля газовой среды, имеет имитационное моделирование (ИМ) технологических боксов с инертной атмосферой.

Цель работы – создание математической модели, воспроизводящей динамику параметров газовой среды технологического бокса МФР, работу систем управления и аварийных защит.

Материалы и методы. Ключевые требования к модели: ИМ аварийных режимов работы при разгерметизации корпуса бокса, отказе арматуры, снижении эффективности фильтров; ИМ систем автоматического регулирования и аварийных защит; ИМ динамических изменений параметров газовой среды внутри технологического бокса; расчет гидродинамических параметров в трубопроводных системах. Математическая модель основана на уравнениях материального и теплового балансов, состояния идеального газа, а также на гидродинамических расчетах и включает подмодели: газовой среды в боксе; гидравлической сети; клапанов, датчиков и регуляторов.

Результаты. Тестирование разработанной математической модели проведено в КТ-Nimfa для следующих сценариев: штатный вывод бокса в рабочий режим (расход Ar 3,2–6 м³/ч); аварийный режим (подача входного газа с O_2 500 ppm). Относительная погрешность времени выхода на рабочий режим для камер объемом 38,5 и 102 м³ – 8,3 и 6,5% соответственно. Срабатывание защит в аварийном режиме (O_2 в боксе более 50 ppm) прошло корректно. Модель использована в задачах цифровизации по программе «Приоритет-2030» Национального исследовательского Томского политехнического университета.

Заключение. Имитационную математическую модель предполагается применять для оптимизации параметров работы бокса установки прессования таблеток СНУП-топлива, отладки и модернизации алгоритмов управления и защит, обучения персонала. Предстоит верификация и валидация модели на экспериментальных данных, адаптация ее для других установок.

Ключевые слова: проект «Прорыв», модуль фабрикация-рефабрикация (МФР), смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо, цифровой двойник (ЦД), инертная атмосфера, компьютерная имитационная модель, имитационное моделирование (ИМ), система автоматического управления (САУ), КТ-Nimfa, БРЕСТ-ОД-300, технологический бокс

Для цитирования: Кривобородько В.А., Егорова О.В., Ливенцов С.Н., Ливенцова Н.В., Фейгин А.И., Шмидт О.В. Модель процесса управления параметрами атмосферы технологического бокса МФР ОДЭК. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 285–290.

Финансирование. Работу выполняли в рамках программы «Приоритет-2030» по проекту ЭЭЗ-039-198-2025 ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

Потенциальный конфликт интересов. О.В. Шмидт – член редколлегии журнала «Атомная энергия», заявляет об отсутствии конфликта интересов, требующего раскрытия в данной статье. Остальные авторы также заявляют об отсутствии конфликта интересов.

ВВЕДЕНИЕ

Проект «Прорыв»², реализуемый Государственной корпорацией «Росатом», предполагающий промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах, нацелен на масштабную цифровизацию создаваемых в рамках проекта опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) IV поколения и промышленного энергетического комплекса. Применение технологий цифрового двойника (ЦД) [1] позволяет добиться большей эффективности на эта-

пах создания и эксплуатации производств. В связи с этим ведется разработка ЦД³ модуля фабрикация-рефабрикация (МФР) ядерного топлива, а именно смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП-топлива), для инновационного реактора на быстрых нейтронах БРЕСТ-ОД-300 (АО «Сибирский химический комбинат», г. Северск).

Особенность производства СНУП-топлива – чувствительность нитридного порошка к окислению, которое может привести к выпуску некачественного топлива или производственным авариям вследствие

¹Аспирант очного отделения аспирантуры в ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

²<https://progyv2020.ru/>

³<https://strana-rosatom.ru/2022/04/14/u-energokompleksa-s-reaktorom-brest-300/>

его пирофорности. Следовательно, необходимо поддержание инертной атмосферы, поэтому одним из ключевых элементов ЦД [2, 3] служат модели боксов с инертной атмосферой⁴. Особую важность представляет интеграция всех подсистем в единую цифровую модель. Существующие CFD-модели боксов [4, 5] имеют высокие требования к вычислительным ресурсам, сложны для встраивания моделей систем управления параметрами атмосферы боксов и аварийных защит. Следовательно, разработка такой модели остается актуальной задачей.

Цель работы состояла в создании математической модели, воспроизводящей динамику параметров газовой среды, работу систем управления и аварийных защит защитного бокса.

ОБЪЕКТ МОДЕЛИРОВАНИЯ

Технологический бокс установки прессования таблеток СНУП-топлива был выбран в качестве объекта моделирования. Идущий в нем технологический процесс предусматривает поддержание в боксе инертной газовой среды со следующими значениями: разрежение не менее 200 Па, концентрация кислорода и водяного пара не более 50 ppm. Параметры атмосферы регулируются при помощи узлов подачи азота и отвода газа (УПА и УОГ соответственно): УПА включает регулятор расхода, фильтры, датчики концентрации кислорода и влажности; УОГ представляет собой вытяжную вентиляцию с аэрозольным фильтром и датчиком перепада давления. Качество атмосферы в боксе проверяется узлом анализа газа (УАГ), состоящим из датчиков расхода, концентраций кислорода и влажности, побудителя расхода. Локальная система управления регулирует расход инертного газа (азота) и давление в боксе, изменяя степень открытия запорных и регулирующих клапанов УПА и УОГ.

ТРЕБОВАНИЯ К МОДЕЛИ

На основе детального анализа физического объекта определены ключевые функциональные требования к модели. Она должна обеспечивать следующие операции:

- моделирование динамических изменений параметров газовой среды внутри бокса: давления и температуры, концентрации компонентов среды;
- расчет гидродинамических параметров в трубопроводных системах;
- работу систем автоматического регулирования и аварийных защит;
- имитацию аварийных режимов работы в случае разгерметизации корпуса бокса, отказа арматуры, снижения эффективности фильтрующих элементов.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ

Модель процесса управления параметрами атмосферы бокса описывается совокупностью подмоделей, выделенных для уменьшения системной связности и обеспечения возможности поэтапной модернизации в ходе дальнейшей верификации и валидации. Информационная структура модели представлена на рис. 1. Ее основные физические параметры: $P_{\text{задан}}$ — заданное значение давления в боксе, Па; $w_{\text{O}_2}, w_{\text{H}_2\text{O}}, w_{\text{O}_2}^{\text{VAG}}, w_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{VOP}}$ — концентрация (масс. доля.) кислорода и водяных паров газа в боксе и узлах линий анализа газа и отбора проб соответственно; P — давление в боксе, Па; T — температура в боксе, °С; $Q_{\text{вх}}, Q_{\text{вых}}$ — расходы газа на входе и выходе бокса соответственно, Па; $\Delta P_{\text{Ф}_3}$ — перепад давления на фильтре, Па; $P_{\text{дат}}, Q_{\text{вх}}^{\text{дат}}$ — измеренные датчиками давление в боксе (Па) и расход ($\text{м}^3/\text{с}$) на входе бокса соответственно. Параметры: $\text{Par}_{\text{кл}}, \text{Par}_{\text{рег.кл}}, \text{Par}_{\text{бокс}}, \text{Par}_{\text{ГС}}, \text{Par}_{\text{дат}}, \text{Par}_{\text{ЛАГ}}, \text{Par}_{\text{АЗ}}$ — векторы параметров моделей; $\text{flag}_{\text{р.р}}^{\text{рег}}$ — флаг типа режима регулирования: ручной или автоматический; $\text{flag}_{\text{ис}}^{\text{кл}}, \text{flag}_{\text{ис}}^{\text{рег.кл}}, \text{flag}_{\text{ис}}^{\text{бокс}}$, $\text{flag}_{\text{ис}}^{\text{дат}}$ — флаги наличия нештатной работы оборудования; $\text{flag}_{\text{АЗ}}$ — вектор флагов аварийных защит; u — управляющее воздействие регулятора расхода; $n_{\text{вх}}^{\text{кл.i}}, n_{\text{рег.кл.i}}$ — заданные значения и действительные степени открытия запорного и регулирующих клапанов.

Модель бокса проводит расчет основных параметров газовой среды внутри бокса: давление (P , Па), температуру (T , К) и концентрацию азота, кислорода и водяных паров газа ($w_{\text{N}_2}, w_{\text{O}_2}, w_{\text{H}_2\text{O}}$ соответственно), масс. доля. Модель рассчитывает также расход воздуха при имитации разгерметизации. Все вычисления выполняются с учетом текущих значений расходов подаваемого ($Q_{\text{вх}}, \text{м}^3/\text{с}$) и отводимого ($Q_{\text{вых}}, \text{м}^3/\text{с}$) газа, рассчитываемых моделью гидравлической сети (ГС). Значения физических и конструктивных характеристик ГС и бокса формируют векторы параметров моделей ($\text{Par}_{\text{ГС}}, \text{Par}_{\text{бокс}}$).

Математическое описание модели бокса основано на уравнениях материального, теплового балансов и уравнении состояния идеального газа [6, 7], решаемых методом Эйлера. Из уравнения общего материального баланса получено соотношение для расчета скорости изменения массы газовой смеси в боксе ($m(t)$):

$$\frac{dm(t)}{dt} = \rho_{\text{вх}} Q_{\text{вх}}(t) - \rho_{\text{см}} (Q_{\text{вых}}^1(t) + Q_{\text{вых}}^2(t)) + \text{flag}_{\text{ис}}^{\text{бокс}} Q_{\text{м}}^{\text{отв}}(t),$$

где $\rho_{\text{вх}}, \rho_{\text{см}}$ — плотности газа, подаваемого в бокс и газовой смеси в боксе, $\text{кг}/\text{м}^3$; $Q_{\text{вх}}, Q_{\text{вых}}^1, Q_{\text{вых}}^2$ — объемные расходы газа на входе и на выходе из бокса через УОГ и ремонтную вентиляцию соответственно, $\text{м}^3/\text{с}$;

⁴Свид. о гос. регистрации программы для ЭВМ 2023689097, Российская Федерация. Модуль имитации атмосферы в боксе учебной версии цифрового двойника. ФГАОУ ВО НИ ТПУ / О.В. Егорова, А.И. Фейгин, В.А. Кривобородько и др. Рег. 26.12.2023; заявл. № 2023688925 26.12.2023; опубл. 26.12.2023. <https://onlinepatent.ru/software/2023689097/>

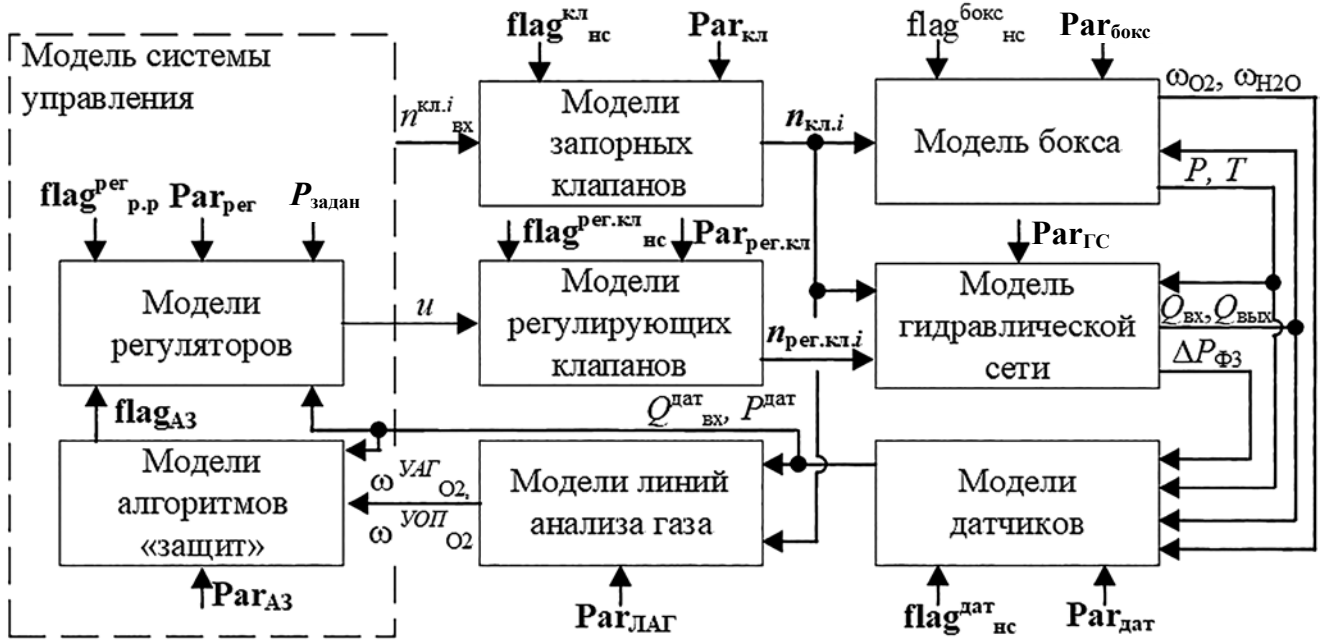


Рисунок сделан авторами на основе собственных данных

Рис. 1. Информационная структура модели процесса управления параметрами атмосферы технологического бокса установки прессования таблеток смешанного нитридно-уран-плутониевого топлива

$flag_{nc}^{бокс}$ — коэффициент, используемый при имитации нештатной ситуации (разгерметизация бокса); $Q_m^{отв}$ — массовый расход притока воздуха в бокс из атмосферы локализирующего укрытия при разгерметизации бокса, кг/с.

Приток воздуха в бокс принимается как расход через отверстие круглого диаметра (d , м) и рассчитывается по следующему выражению при условии, что давление в локализирующем укрытии ($P^{лок}$) больше, чем в боксе [8]:

$$Q_m^{отв}(t) = \frac{\pi d^2}{4} \sqrt{\frac{2k}{k-1}} \frac{P^{лок}}{\sqrt{RT^{лок}(t)}}$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \sqrt{\left(\frac{P(t)}{P^{лок}}\right)^{\frac{2}{k}} - \left(\frac{P(t)}{P^{лок}}\right)^{\frac{k+1}{k}}}, \text{ при } \frac{P(t)}{P^{лок}} > \left(\frac{2k}{k+1}\right)^{\frac{k}{k-1}} \\ \sqrt{\left(\frac{2k}{k+1}\right)^{\frac{2}{k-1}} - \left(\frac{2k}{k+1}\right)^{\frac{k+1}{k-1}}}, \text{ при } \frac{P(t)}{P^{лок}} \leq \left(\frac{2k}{k+1}\right)^{\frac{k}{k-1}} \end{array} \right.$$

где k — показатель адиабаты газа; R — удельная газовая постоянная, Дж/(кг·К); $T^{лок}$ — температура газа в локализирующем укрытии.

Для расчета скоростей изменения основных компонентов газовой среды в боксе используется соотношение:

$$\frac{d\omega_i(t)}{dt} = \frac{1}{m(t)} \left(\rho_{вх} \omega_i^{вх} Q_{вх}(t) - \rho_{см} \omega_i(t) (Q_{вых}^1(t) + Q_{вых}^2(t)) + \text{flag}^{бокс} \omega_i^{возд} Q_m^{отв}(t) - \frac{dm(t)}{dt} \omega_i(t) \right)$$

где $\omega_i^{вх}$, $\omega_i(t)$, $\omega_i^{возд}$ — концентрация i -го компонента в газе, подаваемом в бокс, внутри бокса и в атмо-

сфере локализирующего укрытия соответственно, масс. доля.

Расчет давления газовой смеси в боксе провели, исходя из уравнения Менделеева–Клапейрона. Расчет скорости изменения температуры — по уравнению теплового баланса, записанного для газовой среды в боксе:

$$\frac{dT(t)}{dt} = (\Phi_1(t) - \Phi_2(t) - \Phi_3(t) + \text{flag}^{бокс} \Phi_4(t)) \times \left(\frac{1}{m(t)c_{см}(t)} \right) - \frac{dm(t)}{dt} \frac{T(t)}{m(t)} - \frac{dc_{см}(t)}{dt} \frac{T(t)}{c_{см}(t)}, \quad (1)$$

где Φ_1 , Φ_2 , Φ_3 , Φ_4 — потоки тепла, вносимого с подаваемым газом в бокс, уносимого отводимым газом из бокса, поступающего из окружающей среды через стенки бокса, вносимого воздухом при имитации разгерметизации бокса соответственно, Дж/с; $c_{см}$ — удельная теплоемкость газовой смеси в боксе, Дж/(кг·К).

Выражение (1) получено при допущении, что удельные теплоемкости компонентов в моделируемом диапазоне значений температуры газовой смеси в боксах меняются несущественно.

Моделирование работы запорной и регулирующей арматуры реализовано при помощи выражений, определяющих фактическую степень открытия клапанов, на основе: заданных управляющих сигналов; состояния системы (наличие нештатной работы), задаваемого векторами флагов ($flag_{nc}^{кл}$, $flag_{nc}^{рег.кл}$). Параметрами моделей запорных и регулирующих клапанов ($Par_{рег.кл}$, $Par_{кл}$) являются флаги наличия электропривода, время открытия и закрытия клапанов (для клапанов с электроприводами), пропускная способность.

Модель гидравлической сети выполняет расчет основных гидравлических параметров УПА и УОГ в зависимости от ряда параметров: давление на входе УПА и коллекторе вытяжной вентиляции УОГ, температура газовой среды, давление в боксе, степень открытия клапанов. В основе математической модели лежит расчет суммарных потерь давления на элементах трубопроводной системы [9] с применением метода Ньютона–Рафсона:

$$\begin{cases} P_{\text{вх}} - P = \Delta P_{\text{Ф1}} + \Delta P_{\text{рд}} + \Delta P_{\text{рег.кл1}} + \Delta P_{\text{Ф2}} + \Delta P_{\text{кл1}} + \\ + \Delta P_{\text{труб}}^{\text{УПА}}, \\ P - P^i_{\text{вых}} = \Delta P_{\text{Ф3}} + \Delta P_{\text{рег.кл2}} + \Delta P_{\text{кл2}} + \Delta P_{\text{труб}}^{\text{УОГ}}, \\ P_{\text{вх}} = P_{\text{уст}}^{\text{вх}}, \text{ при } P_{\text{вх}} > P_{\text{уст}}^{\text{вх}}, \end{cases}$$

где $P_{\text{вх}}$ – давление во входном коллекторе УПА, Па; $\Delta P_{\text{Ф1}}$, $\Delta P_{\text{Ф2}}$, $\Delta P_{\text{Ф3}}$ – потери давления на фильтрах, Па; $\Delta P_{\text{рег.кл1}}$, $\Delta P_{\text{рег.кл2}}$ – перепад давления на регулирующих клапанах УПА и УОГ соответственно, Па; $\Delta P_{\text{кл1}}$, $\Delta P_{\text{кл2}}$ – перепад давления на запорных кранах УПА и УОГ соответственно, Па; $\Delta P_{\text{труб}}^{\text{УПА}}$, $\Delta P_{\text{труб}}^{\text{УОГ}}$ – суммарный перепад давления на трубопроводах УПА и УОГ соответственно, Па; $P^i_{\text{вых}}$ – давление в коллекторе УОГ, Па; $P_{\text{уст}}^{\text{вх}}$ – установленное значение давления на регуляторе давления УПА, Па.

Потеря давления на запорной арматуре ($\Delta P_{\text{кл1}}$, $\Delta P_{\text{кл2}}$) рассчитывается по следующему выражению, с учетом линейной пропускной характеристики:

$$\Delta P_{\text{Кл}i} = 10^5 \left(\frac{Q_i}{K_v^{\text{кл}i} \frac{n_{\text{кл}i}}{100\%}} \right)^2,$$

где Q_i – расход газа, протекающего через i -й шаровый кран, м³/с; $K_v^{\text{кл}i}$ – максимальная условная пропускная способность i -го шарового крана, м³/с; $n_{\text{кл}i}$ – процент открытия i -го шарового крана, %.

Перепады давления на фильтрах определены $\Delta P_{\text{Ф}i}$ при помощи аппроксимации расходных характеристик фильтров из паспортных данных. Потеря давления на регулирующих клапанах УПА и УОГ определяется по соотношению:

$$\begin{cases} \Delta P_{\text{рег.кл}i} = R_{\text{рег.кл}i} (Q_i)^2, \\ \Delta P_{\text{рег.кл}i} = \frac{\Delta P_{\text{рег.кл}i}}{\zeta_{\text{рег.кл}i} Q_{100}^i \frac{n_{\text{рег.кл}i}}{100\%}} \cdot (Q_i)^2, \end{cases}$$

где $\zeta_{\text{рег.кл}i}$ – коэффициент, использованный при имитации нештатной ситуации и связанный с уменьшением пропускной способности клапана.

Величина расхода при полностью открытом i -м регулирующем клапане рассчитывается по соотношению⁵:

$$Q_{100}^i = \begin{cases} \frac{5140 K_v^{\text{рег.кл}i}}{\sqrt{\Delta P_{\text{рег.кл}i} P_{\text{вых}}^i}}, \text{ при } \Delta P_{\text{рег.кл}i} \leq \frac{P_{\text{вх}}^i}{2}, \\ \frac{2570 P_{\text{вх}}^i K_v^{\text{рег.кл}i}}{\sqrt{\rho^i T^i}}, \text{ при } \Delta P_{\text{рег.кл}i} > \frac{P_{\text{вх}}^i}{2}, \end{cases}$$

где $K_v^{\text{рег.кл}i}$ – максимальная условная пропускная способность i -го регулирующего клапана; ρ^i , T^i – плотность (кг/м³) и температура газа (°C), проходящего через i -й клапан, соответственно; $P_{\text{вх}}^i$, $P_{\text{вых}}^i$ – давление газа на входе и выходе i -го клапана соответственно, МПа.

Модели датчиков имитируют выдачу измеренных значений технологических параметров в пределах шкал измерения реальных измерительных приборов (параметры моделей датчиков ($\text{Par}_{\text{дат}}$) – векторы шкал измерения датчиков, предусмотренных локальной системой управления установки):

$$Y_{\text{дат}}^i(t) = \begin{cases} C_i Y_i(t), \text{ при } Y_{\text{нг}}^i \leq Y_i(t) \leq Y_{\text{вр}}^i, \\ Y_{\text{нг}}^i \text{ при } Y_i(t) < Y_{\text{нг}}^i, \\ Y_{\text{вр}}^i \text{ при } Y_i(t) > Y_{\text{вр}}^i; \end{cases}$$

где $Y_i(t)$ и $Y_{\text{дат}}^i(t)$ – значения i -й переменной (выданные моделью датчика), полученные из моделей бокса и ГС соответственно; C_i – коэффициент преобразования; $Y_{\text{вр}}^i$, $Y_{\text{нг}}^i$ – нижняя и верхняя границы шкал измерения i -й переменной.

Модели линий анализа газа имитируют работу узлов контроля качества подаваемого в бокс газа, отбора проб и анализа газа в УОГ. В частности, имитируют выдачу полученных из моделей датчиков значений концентраций кислорода и паров воды, расходов анализируемого газа в трубопроводных линиях узлов контроля качества в зависимости от расхода через узел. Расчет расходов газа в линиях УОП и УАГ выполняется в соответствии со вторым законом Кирхгофа [9]. Расчет перепадов давлений на побудителях выполняется на основе аппроксимации их паспортных характеристик производительности. Параметры моделей линий анализа газа ($\text{Par}_{\text{лаг}}$) – текущая активность и характеристики производительностей побудителей расхода.

Модели регулятора давления имитируют работу алгоритмов автоматического управления. Модели рассчитывают требуемую степень открытия регулирующего клапана УПА (u , %), необходимую для достижения заданного значения давления в боксе ($P_{\text{задан}}$, Па), по значениям расхода газа и давления в боксе, взятых из моделей датчиков. Параметры законов регулирования ($\text{Par}_{\text{рег}}$) и флаг выбора ручного

⁵ГОСТ 34437–2018. Арматура трубопроводная. Методика экспериментального определения гидравлических и кавитационных характеристик. <https://docs.cntd.ru/document/1200161332>

или автоматического режима регулирования ($\text{flag}_{\text{р.р.}}^{\text{рег}}$, $\text{flag}_{\text{а.р.р.}}^{\text{рег}}$) формируют параметры моделей регуляторов.

Модель аварийных защит реализует автоматизированное управление запорной арматурой на основе анализа критических параметров технологического процесса. Алгоритмы защиты используют входные данные от измерительных систем: текущее давление в боксе ($P_{\text{дат}}$), расход газа на входе ($Q_{\text{дат}}^{\text{вх}}$), а также концентрацию кислорода, измеренную в узлах анализа газа ($\omega_{\text{O}_2}^{\text{YAG}}$) и отбора проб ($\omega_{\text{O}_2}^{\text{YOP}}$). На основе этих параметров система определяет необходимое положение запорных клапанов в соответствии с заданной логикой срабатывания. Конфигурация защитных алгоритмов задается вектором граничных значений (Par_{AZ}), включающим пороговые величины для всех контролируемых параметров.

ТЕСТИРОВАНИЕ МОДЕЛИ

В программном комплексе КТ-Nimfa [10] проведено тестирование модели для различных сценариев эксплуатации бокса. Качественная проверка работоспособности модели в ходе вычислительных экспериментов показала корректность воспроизведения моделью изменений основных технологических параметров. Смоделирован вывод бокса объемом 38,5 и 102 м³ в рабочий режим с параметрами расхода аргона 3,2 и 6 м³/ч соответственно. Динамика изменения концентрации кислорода представлена на рис. 2.

Относительная погрешность времени выхода на заданную концентрацию кислорода (сравнительно с [4]) составила 8,3 и 6,5% для камер объемом 38,5 и 102 м³ соответственно. Поведение систем регулирования оценивалось в нештатной ситуации: при подаче некачественного газа с содержанием O₂ 500 ppm. Как видно на рис. 3, после увеличения концентрации кислорода во входном газе в момент времени 100 с

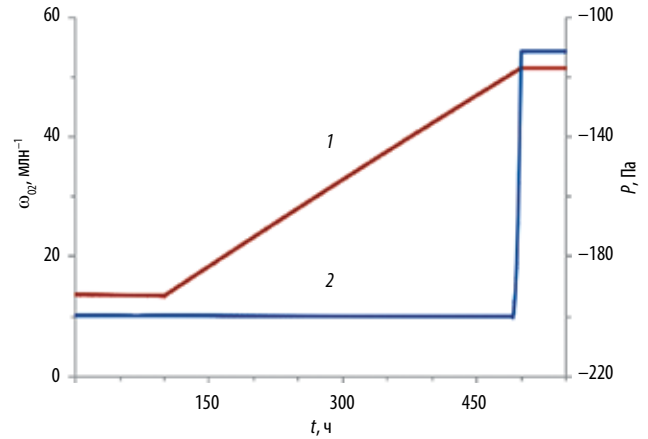


Рисунок сделан авторами

Рис. 3. Изменение концентрации (массовой доли) кислорода ω_{O_2} (1) и давления P (2) в боксе. В момент времени $t = 100$ с происходит резкий рост концентрации O₂ внутри бокса

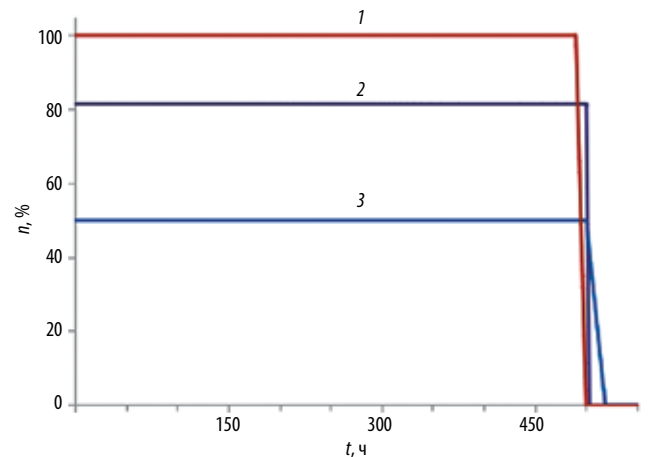


Рисунок сделан авторами

Рис. 4. Изменение степени открытия клапанов (n) во времени (t): 1 – запорных на линиях узлов подачи азота и отвода газа; 2 – регулятора расхода; 3 – регулирующих на линии узла отвода газа

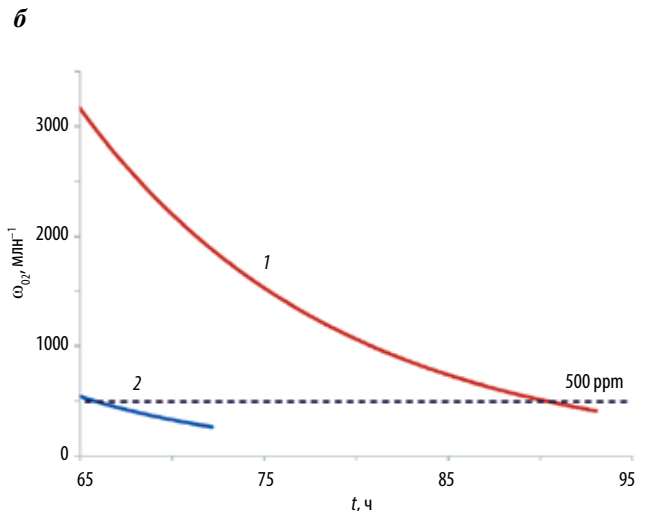
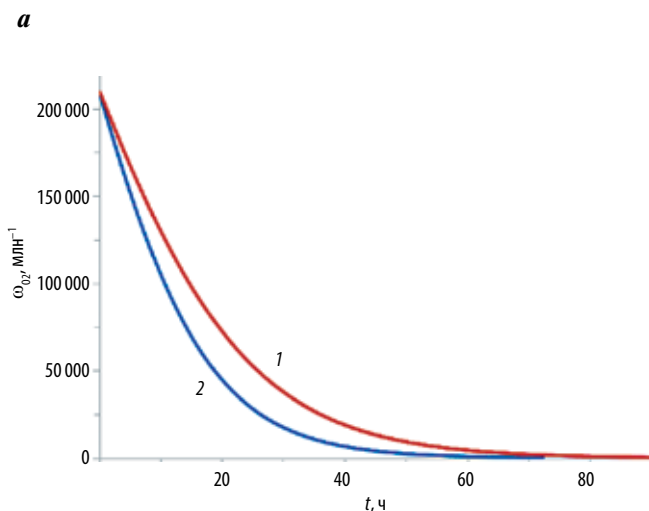


Рисунок сделан авторами на основе тестирования в КТ-Nimfa (ООО «КТ-КОМПЛЕКС») [10]

Рис. 2. Динамика изменения во времени (t) концентрации O₂ (а) и увеличенный (до 95 ч) участок графика (б) для бокса объемом: 1 – 102 м³; 2 – 38,5 м³

происходит резкий рост концентрации O_2 внутри бокса.

При достижении критического значения концентрации кислорода 50 ppm происходит автоматическое прекращение подачи инертного газа и закрытие запорных клапанов (рис. 4). Повышение давления в боксе связано с непропорциональным уменьшением расхода через УПА и УОГ вследствие разности исходных положений штоков клапанов и скорости их закрытия.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенная модель демонстрирует приемлемую точность и воспроизводимость при имитации рабочих и аварийных режимов. Полученные результаты свидетельствуют о корректности принятых физико-математических подходов и реализованных

алгоритмов. Для повышения достоверности моделирования требуются верификация и валидация моделей газораспределения в линиях подачи инертного газа и вентилирования, а также экспериментальные исследования поведения системы при реальных сценариях разгерметизации.

Разработанная модель использована в рамках реализации проекта ЭЭЗ-039-198-2025 программы «Приоритет-2030». Полученные результаты свидетельствуют о возможности практического использования модели для решения задач оптимизации технологических режимов эксплуатации бокса установки прессования таблеток СНУП-топлива, настройки систем автоматического регулирования, подготовки оперативного персонала и учебного процесса в рамках работы с цифровым двойником производства.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Grievens M. Origins of the digital twin concept. — Florida Institute of Technology, 2002, v. 8, p. 3–20.
<https://doi.org/10.13140/RG.2.2.26367.61609>
- Sokolov B., Ivanov D., Dolgui A. Scheduling in industry 4.0 and cloud manufacturing. Springer Cham, 2020. 273 p.
<https://doi.org/10.1007/978-3-030-43177-8>
- Rosen R., von Wichert G., Lo G, Bettenhausen K.D. About the importance of autonomy and digital twins for the future of manufacturing. — IFAC-PapersOnLine, 2015, v. 48, iss. 3, p. 567–572.
<https://doi.org/10.1016/j.ifacol.2015.06.141>
- Кузьмин И.В., Лещенко А.Ю., Носов А.В. и др. Создание технологических камер большого объема с инертной атмосферой высокой чистоты для пирохимической переработки отработавшего топлива. — Атомная энергия, 2023, т. 135, вып. 1–2, с. 27–31.
<https://www.elibrary.ru/aqxhnt>
- Шамсутдинов Р.Н., Павлов С.В., Лещенко А.Ю. и др. CFD-моделирование теплофизических параметров печи карбо-термического синтеза нитридов урана и плутония. — Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», 2021, т. 10, № 2, с. 151–161.
<https://www.elibrary.ru/kxfrrq>
<https://doi.org/10.1134/S2304487X21020103>
- Гартман Т.Н., Клушин Д.В. Основы компьютерного моделирования химико-технологических процессов: учеб. пособие. М.: Академкнига, 2006. 415 с.
<https://www.elibrary.ru/qnedzd>
- Беренгартен М.Г., Пикулин Ю.Г., Воронина В.Э. Общая химическая технология: учеб. пособие. Краснодар: Новация, 2021. 110 с.
<https://www.elibrary.ru/fxоухг>
- Меренков А.П., Хасилев В.Я., Сидлер В.Г. и др. Теория гидравлических цепей. М.: Наука, 1985. 280 с.
<https://www.elibrary.ru/ггynpv>
- Свид. 2024614688 о государственной регистрации программы для ЭВМ, Российская Федерация. Компьютерная технология моделирования ядерного топливного цикла и автоматика (КТ-Nimfa). Версия 2.0 / А.О. Плетнев, С.Н. Ливенцов, О.В. Егорова и др.; правообладатель ООО «КТ-КОМПЛЕКС»; заявл. 15.02.2024; опублик. 28.02.2024.
<https://elibrary.ru/uhpepy>

Благодарности

Авторы выражают глубокую благодарность сотрудникам и руководству ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» и АО «Прорыв» за плодотворное обсуждение и помощь в работе.

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Наибольший вклад распределен следующим образом: В.А. Кривобородько и О.В. Егорова — работа с источниками литературы, написание текста рукописи, программирование, анализ данных; С.Н. Ливенцов — дизайн исследования, редактирование статьи; Н.В. Ливенцова — разработка дизайна статьи; А.И. Фейгин, О.В. Шмидт — предоставление материалов.

Идентификаторы авторов

Кривобородько Вадим Александрович: SPIN-код 1735-2304; AuthorID 123083

Егорова Ольга Викторовна: SPIN-код 7696-0953; AuthorID 571757; ResearcherID H-8479-2017; Scopus AuthorID 57192978853; ORCID ID 0000-0002-6707-662X

Ливенцов Сергей Николаевич: SPIN-код 6877-7914; AuthorID 520941; ResearcherID ABC-6749-2020; Scopus AuthorID 50161932500; ORCID ID 0000-0002-8508-4797

Ливенцова Нина Владимировна: SPIN-код 7773-5888; AuthorID 571758; ResearcherID ABC-4286-2020; Scopus AuthorID 57191709834; ORCID ID 0000-0002-6320-9421

Фейгин Александр Ильич: SPIN-код 7773-5888; AuthorID 571758; ResearcherID ABC-4286-2020; Scopus AuthorID 57191709834; ORCID ID 0000-0002-6320-9421

Шмидт Ольга Витальевна: SPIN-код 1193-6995; AuthorID 221001; ResearcherID ABC-6749-2020; Scopus AuthorID 6602943571; ORCID ID 0000-0002-4762-1782

УДК 51–74;621.039.516.4;004.942
PACS 82.20.Wt

ОБЗОР СИСТЕМЫ МОДЕЛЕЙ И КОДОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ

Макеева И.Р.

(ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики им. академика Е.И. Забабахина», г. Снежинск;

ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (национальный исследовательский университет)», г. Челябинск),

Дырда Н.Д., Пешкичев И.В.

(ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики им. академика Е.И. Забабахина», г. Снежинск)

Шмидт О.В.

(АО «Прорыв», г. Москва)

Контакты: Инга Равильевна Макеева; i.r.makeyeva@vniitf.ru

Актуальность. Для замыкания ядерного топливного цикла создаются новые радиохимические производства и технологии в рамках государственной программы развития атомной энергетики России. Важнейшая задача – обоснование пожаро-, взрыво-, ядерной и радиационной безопасности, минимизация риска аварий на вновь создаваемых радиохимических производствах ядерного топлива и переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Но верифицированных и аттестованных кодов для прогнозирования процессов вне реакторной части топливного цикла сегодня практически нет.

Цель исследования – разработка системы математических моделей и кодов, предназначенной для обоснования безопасности радиохимических технологий в производстве ядерного топлива и переработке ОЯТ, а также проверка работоспособности кодов и их системы и предлагаемого подхода.

Материал и методы. Проведена расчетная оценка пожаровзрыво-, ядерной и радиационной безопасности технологических процессов и аппаратов радиохимических производств при помощи системы математических моделей и кодов, обеспечивающей необходимый суммарный функционал. Способ оценки: расчет химического и изотопного состава топлива, определение характеристик технологических процессов, моделирование гидродинамических процессов, расчет критических характеристик и интенсивности радиационных полей, взрыво- и пожароопасных показателей.

Результаты. Определены требования к математическим моделям. Предложен подход к расчетной оценке безопасности, базирующийся на организации сквозных расчетов с применением системы математических моделей и кодов. Показана эффективность разрабатываемой системы для анализа аварийных сценариев и оценки критериев безопасности технологических решений. Проведена оценка дозовой нагрузки на экстрагент, оценка выхода радиолитического водорода на операциях растворения и фракционирования.

Заключение. Подтверждена работоспособность как отдельных кодов, так и предлагаемого подхода к расчетной оценке безопасности в целом. Требуется развитие и аттестация системы математических моделей и кодов, а также последующее применение в обосновании безопасности радиохимических производств. Предложенная система моделей и кодов позволит существенно сократить время и затраты на экспериментальное обоснование.

Ключевые слова: математическое моделирование технологических процессов, система математических моделей, система кодов, радиационная и ядерная безопасность, пожаровзрывобезопасность, радиохимические технологии, замкнутый ядерный топливный цикл, ядерное топливо, переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), вычислительная гидродинамика (CFD), радиолитический водород, центробежный экстрактор, эффективная доза облучения, VIZART, TeDu, БРЕСТ-ОД-300, модельное ОЯТ

Для цитирования: Макеева И.Р., Дырда Н.Д., Пешкичев И.В., Шмидт О.В. Обзор системы моделей и кодов для обоснования безопасности радиохимических технологий. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 291–298.

Финансирование. Работы выполнялись в рамках проектного направления «Прорыв» (Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»).

Потенциальный конфликт интересов. О.В. Шмидт – член редколлегии журнала «Атомная энергия», заявляет об отсутствии конфликта интересов, требующего раскрытия в данной статье. Остальные авторы также заявляют об отсутствии конфликта интересов.

ВВЕДЕНИЕ

В рамках программы развития атомной энергетики в России для замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ) создается ряд новых радиохимических технологий и производств (РХТ и РХП соответственно). К ним относятся производство ядерного топлива и переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на опытно-демонстрационном и промышленном энергокомплексах с реакторами на быстрых нейтронах, опытно-демонстрационный центр по пере-

работке ОЯТ на основе инновационных технологий в АО «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск). К новым радиохимическим технологиям относятся перспективные пирохимические технологии, а также технологии переработки ОЯТ реакторов – жидкосолевого и высокотемпературного газоохладяемого.

Одна из важнейших задач при создании РХП – обеспечение ядерной, радиационной и технологической безопасности всех объектов комплекса.

В настоящее время безопасность технологических процессов РХП обосновывается преимущественно при помощи специальных экспериментов, моделирующих условия технологических процессов, либо на основании опыта эксплуатации аналогичных производств. Такой подход требует существенного количества ресурсов, в том числе временных, что делает его весьма затратным. Кроме того, данный подход порой бесполезен или весьма ограничен в силу того, что невозможно экспериментально смоделировать большое число нештатных ситуаций, особенно для новых разрабатываемых процессов, не имеющих аналогов, а также по причине вовлечения в ЯТЦ высокоактивных материалов, что характерно для новых разрабатываемых технологий РХП замыкающей стадии цикла.

Другой возможный способ обоснования безопасности — использование математического моделирования, однако в настоящее время практически не существует верифицированных и аттестованных кодов для расчета процессов вне реакторной части топливного цикла.

Цель настоящей работы состояла в разработке системы математических моделей и кодов, предназначенной для оценки различных видов опасности и обоснования безопасности РХТ в производстве ядерного топлива и переработке ОЯТ.

В ходе исследований решали следующие задачи:

- 1) определение требований к математическим моделям;
- 2) разработка комплексного подхода к расчетной оценке безопасности;
- 3) разработка моделей и кодов;
- 4) проверка применимости системы моделей и кодов для расчетной оценки безопасности процессов и аппаратов РХП.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

В рамках проектного направления «Прорыв» (Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом») создается система математических моделей и кодов, предназначенная для обоснования безопасности технологических переделов ЯТЦ, комплексного моделирования и оптимизации параметров и компоновок технологической модификации РХП. В состав этой системы входят математические модели, программные средства для моделирования технологических процессов и аппаратов РХП, а также специализированные программные комплексы (ПК).

Неотъемлемая часть разрабатываемой системы кодов — базы данных (БД), в которые заносится ин-

формация о свойствах веществ (термодинамические характеристики и физико-химические свойства, используемые при моделировании), характеристиках процессов и оборудования. В настоящее время разработаны структуры таких баз, начат сбор соответствующей информации и их наполнение.

КОДЫ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ В РАЗРАБОТКЕ СИСТЕМЫ:

ВИЗАРТ (ВИртуальный ЗАвод РХТ) [1], разработанный в ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики им. академика Е.И. Забабахина» (далее — РФЯЦ—ВНИИТФ) совместно с АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара». ВИЗАРТ предназначен для расчета характеристик материальных потоков в РХП, включая нуклидные составы, активность и тепловыделение рабочих сред, характеристики технологических процессов РХП [2].

CFD—CNFC¹, применяемый для моделирования теплопереноса в многокомпонентных химических реагирующих средах, разработанный в РФЯЦ — ВНИИТФ.

FIREX² — разработанный в РФЯЦ — ВНИИТФ и предназначенный для оценки пожаровзрывобезопасности технологических операций РХП. В ходе оценки реализуются расчетные методики, созданные в ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности».

К настоящему времени проведена разработка системы математических моделей и кодов, обеспечивающей проведение сквозных расчетов, необходимых для анализа аварийных сценариев и оценки критериев безопасности принимаемых технологических решений. Проведена предварительная проверка работоспособности отдельных кодов, системы в целом и предлагаемого подхода. Сделана оценка дозовой нагрузки на экстрагент, выхода радиолитического водорода на операциях растворения и фракционирования (примеры приведены ниже в тексте), решен ряд других задач.

ТРЕБОВАНИЯ К МАТЕМАТИЧЕСКИМ МОДЕЛЯМ И ОБЩИЙ ПОДХОД К РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

Комплексность задачи расчетной оценки безопасности предполагает организацию процедуры

¹CFD—CNFC (англ. CFD — computational fluid dynamics; CNFC — closed nuclear fuel cycle) — программно-вычислительная гидродинамика закрытого ядерного топливного цикла. https://vniitf.ru/data/ZST25/Presentation/s5/5-22_makeevair.pdf

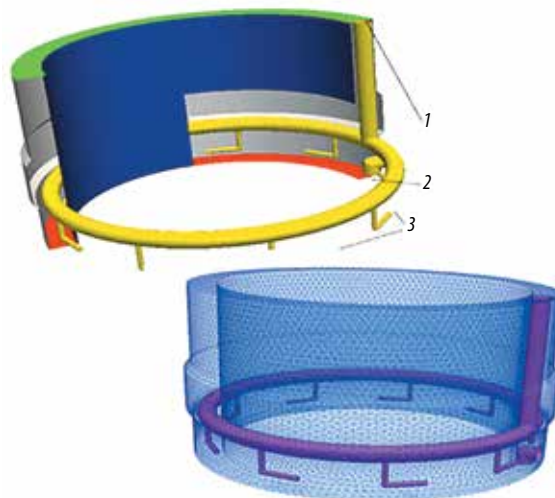
Макеева И.Р., Бочкарева А.А., Дырда Н.Д., Пигасов Е.Е. Моделирование технологических процессов ЗЯТЦ на основе CFD-подхода: текущее состояние и перспективы. В сб. тезисов: X научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск, 27 февраля — 03 марта 2023 г. Снежинск: РФЯЦ — ВНИИТФ, 2023, с. 21–22. [https://vniitf.ru/data/files/News/2023/tezisi-2023\(pechat-got.\)pdf](https://vniitf.ru/data/files/News/2023/tezisi-2023(pechat-got.)pdf)

²Пешкичев И.В., Макеева И.Р., Попов И.С. и др. Программный код FIREX для расчетной оценки пожаровзрывобезопасности радиохимических производств. В сб. тезисов: X научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск, 27 февраля — 03 марта 2023 г. Снежинск: РФЯЦ — ВНИИТФ, 2023, с. 23. [https://vniitf.ru/data/files/News/2023/tezisi-2023\(pechat-got.\)pdf](https://vniitf.ru/data/files/News/2023/tezisi-2023(pechat-got.)pdf)

сквозных расчетов моделей технологических процессов и кодов для расчетной оценки критических характеристик системы с точки зрения пожаровзрыво-, ядерной и радиационной безопасности.

Требования к используемым математическим моделям и программным кодам, предназначенным для расчетной оценки безопасности РХТ: они должны позволять моделировать процессы и явления, сопровождающие возникновение источников опасности и переход системы в опасное состояние. В первую очередь это процессы тепломассопереноса в рабочих средах и объемах аппаратов, установок и боксов. Модели должны позволять рассчитывать уровни давлений и температур, возникающих при эксплуатации и при реализации аварийных сценариев, с учетом самого технологического процесса, а также геометрии аппаратов и защитных барьеров, состава вспомогательного оборудования, химических и радиационных характеристик рабочих сред. Для описания изменений составов рабочих сред необходимо моделировать протекающие химические реакции в условиях, соответствующих как штатным, так и аварийным режимам, а также эволюцию нуклидных составов при отсутствии нейтронного потока. Для описания застойных зон и возможного накопления в них радиоактивных изотопов необходимо учитывать влияние геометрических характеристик конкретного оборудования на основе конструкторской документации. Расчет аварийных сценариев предполагает возможность задания граничных условий, моделирующих инициирующие события и внешние воздействия, например потерю теплоотвода, отключение электроэнергии, нарушения в подаче рабочих сред.

Расчетная оценка безопасности технической системы проводится на основе критериев безопасности — совокупности установленных предельных значений показателей безопасности. В случае РХП это в первую очередь требования ядерной безопасности, т.е. исключение перехода системы в критическое состояние, когда возникает самоподдерживающаяся цепная реакция деления. Требования радиационной безопасности регламентируют предельно допустимые дозовые нагрузки на персонал, предельные характеристики интенсивности ионизирующих излучений за пределами защитных барьеров³. Для обеспечения пожаровзрывобезопасности необходимо исключить переход системы в состояние, определяющееся такими концентрациями компонентов, давлением, температурой и плотностью смеси, когда возможно ее самовоспламенение в процессе нормальной или аварийной эксплуатации. Опасность выхода в окружающую среду радиоактивных и токсичных веществ связана с нарушением целостности



Авторы составили рисунок на основе собственных данных

Рис. 1. Компьютерная модель аппарата растворителя отработавшего ядерного топлива, построенная на основе конструкторской документации. 1 – подача раствора из насоса; 2 – забор раствора в насос; 3 – вывод раствора в объем растворителя

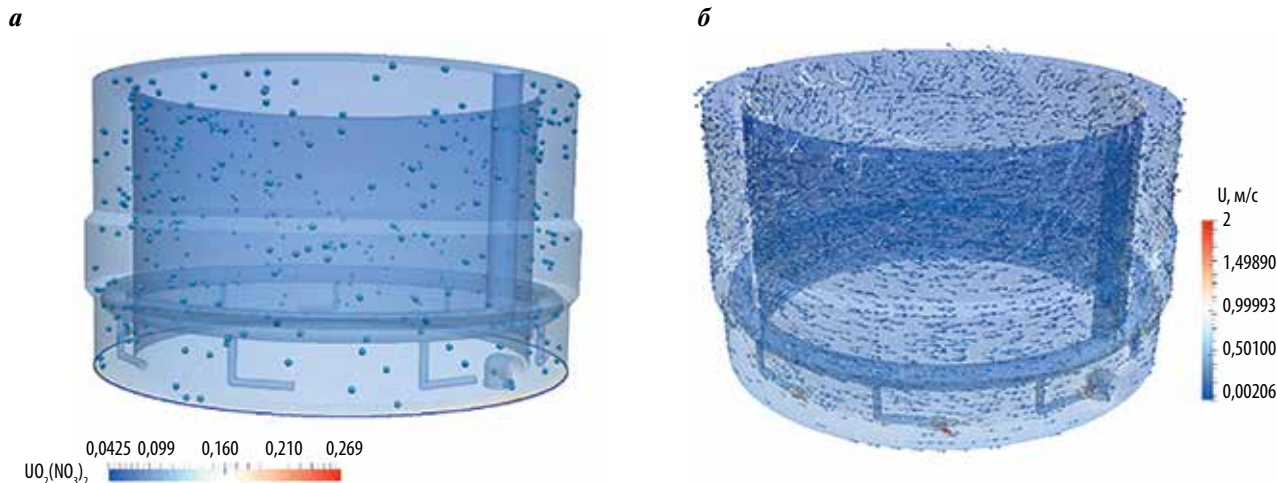
защитных барьеров, т.е. прочностными характеристиками материалов защиты и оборудования.

I этап моделирования — построение расчетной модели аппарата на основе конструкторской документации. Показано на примере аппарата растворителя ОЯТ на рис. 1. Исходные данные для моделирования, такие как информация о составе и характеристиках рабочих сред в аппаратах, были заданы на основе технической документации и расчетов характеристик материальных потоков с использованием ПК «ВИЗАРТ» [1]. Далее были заданы граничные условия, адекватные рассматриваемому аварийному сценарию. Это могут быть, к примеру, изменения температуры на границах системы в случае потери охлаждения, изменения расходных характеристик рабочих сред на входе в аппарат или установку, образование свободной поверхности в заданной геометрической области в случае повреждения конструкционного материала или защитного барьера и др.

II этап — моделирование заданного аварийного сценария. Проведено на основе CFD-подхода (механики сплошной среды). Для описания особенностей технологического процесса использованы разработанные ранее модели технологических процессов переработки ОЯТ, фабрикации топлива, обращения с радиоактивными отходами. Количество, составы и плотность материального потока рассчитаны на основе моделей технологических процессов с учетом особенностей технологической схемы и циклограммы работы оборудования. Для оценки радиационных характеристик использован специализированный изотопный модуль⁴, входящий в состав программной

³СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). <https://docs.cntd.ru/document/902170553>

⁴Свид. о гос. регистрации программы для ЭВМ 2023664394. Программный модуль для расчета эволюции нуклидных составов во времени «Нуклидный калькулятор». Версия 1.0 (ПМ «Нуклидный калькулятор 1.0»). РФЯЦ – ВНИИТФ / И.Р. Макеева, Ю.Н. Баева, Н.Д. Дырда и др. Заявл.: 22.06.2023. Пер.: 04.07.2023. https://www.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2023664394&TypeFile=html



Авторы составили рисунок на основе собственных данных

Рис. 2. Полученные в результате моделирования: а – рассчитанные поля концентраций твердой фазы; б – рассчитанные скорости в аппарате-растворителе

платформы АТЭК⁵ и позволяющий оценить активность и тепловыделение в аппаратах.

В результате моделирования получены рассчитанные поля скоростей, давлений, плотности, концентраций компонентов (рис. 2), которые в дальнейшем можно использовать для проверки критериев безопасности.

Для оценки нейтронно-физических, радиационных характеристик, критериев воспламенения предполагается использовать специализированные ПК, как разработанные ранее в рамках частного проекта «Коды нового поколения» [3] проектного направления «Прорыв» коды, так и вновь создаваемые в настоящее время.

Информация о накоплении радионуклидов совместно с данными о геометрии аппаратов, конструкции и компоновке биологической защиты служит исходной для расчета радиационных полей и дозовых нагрузок на персонал и окружающую среду. При проведении расчетной оценки пожаро- и взрывобезопасности РХТ решаются задачи по определению пожаровзрывоопасных характеристик технологических сред.

Таким образом, все задачи математического моделирования для расчетной оценки безопасности РХП можно разбить на четыре основные группы:

- 1) расчет свойств материальных потоков технологических сред;
- 2) расчет тепломассопереноса в аппаратах и установках с учетом химических реакций и радиационных характеристик рабочих сред;
- 3) расчет нейтронно-физических характеристик технологических сред;
- 4) расчет пожаровзрывоопасных характеристик технологических сред.

СИСТЕМА МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ И КОДОВ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ: СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТКИ

Для решения вышеперечисленного набора задач по расчетной оценке безопасности РХП в рамках проектного направления «Прорыв» в состав разрабатываемой системы моделей и кодов уже включены существующие программные средства и предполагается включить вновь разрабатываемые. Для оценки критериев безопасности применяли специализированные ПК, предназначенные для расчета критических и радиационных свойств материалов.

1. ПК «ВИЗАРТ» предназначен для расчета ключевых характеристик технологических схем в стационарном и динамическом режимах. С его помощью определяются составы и характеристики материальных потоков, оцениваются объемы промежуточных и конечных продуктов в аппаратах и емкостях, уровни активности и тепловыделения с учетом эволюции нуклидных составов. Автономные модели отдельных технологических процессов в РХТ, входящие в состав библиотеки моделей ПК «ВИЗАРТ» и описывающие физико-химические, газо- и гидродинамические, кинетические и фазовые процессы, протекающие в аппаратах, предназначены для обоснования диапазона технических параметров (температура, давление, кислотность и т. д.) в штатном режиме, а также для описания аварийных режимов, что позволяет оценить и минимизировать риски возникновения аварийных ситуаций. Эти модели используются в том числе для определения расчетных коэффициентов в балансовой модели ПК «ВИЗАРТ».

Кроме того, была реализована возможность подключения к ПК «ВИЗАРТ» программного средства

⁵Свид. о гос. регистрации программы для ЭВМ 2022610062. Программная платформа и среда моделирования АТЭК. Версия 3.0 (платформа АТЭК 3.0). РФЯЦ – ВНИИТФ / И.П. Макеева, О.В. Вербицкая, Т.А. Григорьева и др. Заявл.: 22.12.2021. Рег.: 10.01.2022. https://www.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2022610062&TypeFile=html

TeDu 2.0⁶ [4] для проведения связанных балансовых и термодинамических расчетов. Это позволяет рассчитывать химически равновесные составы для технологических операций, для которых отсутствуют данные о химической кинетике.

2. ПК CFD–CNFC предназначен для трехмерного моделирования течений многоскоростных многокомпонентных химически реагирующих сред с учетом их радиационных свойств. Программный комплекс CFD–CNFC позволяет моделировать аварийные сценарии и переход системы в опасное состояние для процессов и аппаратов РХП; обеспечивает расчет полей скорости, плотности, внутренней энергии и давления смеси, а также массовых и объемных долей отдельных ее компонентов во времени.

3. Коды MCU-FR, ODETTA [5, 6]. Для расчетного обоснования радиационной и ядерной безопасности аппаратов РХТ предполагается использовать коды ODETTA (расчет радиационных полей и необходимой биологической защиты) и MCU-FR (расчет критических характеристик технологических сред). В качестве исходных данных предполагается использовать информацию о составе, распределении и плотности технологических продуктов в аппаратах и емкостном оборудовании, полученную в расчетах по ПК «ВИЗАРТ» с использованием гидродинамических моделей процессов. На основе этой информации, геометрии, конструкционных материалов аппаратов и защитных барьеров возможно будет рассчитать радиационные нагрузки на технологические реагенты и элементы оборудования. Учет образования застойных зон с применением CFD–CNFC позволит уточнить интенсивность радиационных нагрузок.

4. FIREX. Предполагается использовать эту программу для расчетной оценки пожаро- и взрывобезопасности РХТ, так как FIREX позволяет, на основе данных об изотопном и химическом составе технологических сред, условиях проведения технологических процессов и параметров оборудования, рассчитывать следующие характеристики:

- скорость наработки горючих газов и жидкостей под действием ионизирующего излучения;
- скорость накопления горючих газов в оборудовании и трубопроводах технологических узлов;
- нижний концентрационный предел распространения пламени для смеси горючих газов;
- интенсивность испарения и концентрацию паров легковоспламеняющихся и горючих жидкостей;
- температурный предел распространения пламени и температуру вспышки смесей горючих жидкостей;
- интенсивность выделения газообразных продуктов реакции;

- интенсивность тепловыделения, критическую температуру возникновения и период индукции теплового взрыва;
- максимальные значения давления и температуры, которые могут возникнуть в аппарате в случае воспламенения технологических сред.

Анализ перечисленных характеристик технологических сред позволяет проводить оценку пожаро-взрывобезопасности РХТ. Все перечисленные коды могут использоваться для расчетной оценки безопасности вновь разрабатываемых РХТ и РХП замыкающей стадии ЯТЦ.

ВОЗМОЖНОСТИ РАЗРАБАТЫВАЕМОЙ СИСТЕМЫ МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ И КОДОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ БЕЗОПАСНОСТИ

Для демонстрации возможностей разрабатываемой системы в решении задач безопасности приведем примеры расчетной оценки наработки горячего газа под действием ионизирующего излучения, а также оценки дозовой нагрузки на экстрагент.

Пример расчета скорости выделения радиолитического водорода. Программное средство FIREX в рамках опытной эксплуатации применяется для расчетной оценки пожаровзрывобезопасности разрабатываемых технологий переработки ОЯТ (проектное направление «Прорыв»). Так, с использованием FIREX был проведен расчет скорости выделения радиолитического водорода на этапе растворения ОЯТ. В качестве исходных данных использовали модельный (расчетный) состав ОЯТ БРЕСТ-ОД-300⁷. Масса растворяемого ОЯТ составила 7,5 кг, объем азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л – 20 л, плотность азотной кислоты – 1,25 кг/л.

В рассматриваемой постановке плотность итогового раствора ОЯТ в азотной кислоте определялась в предположении, что объем раствора при добавлении в него ОЯТ не изменялся. Это допустимо, поскольку плотность ОЯТ на порядок превышает плотность азотной кислоты. Такое предположение в конечном итоге приведет к несколько большей скорости выделения водорода, что сделает конечное значение более консервативным. Плотность раствора после добавления ОЯТ составила 1,62 кг/л, массовая доля ОЯТ в растворе – 0,23.

Выход водорода из раствора существенно зависит от концентрации нитрат-ионов [7–10]. Рассчитанные в FIREX значения выхода водорода из раствора с концентрацией 8 моль/л оказались равны 0,06 моль/100 эВ в случае альфа-излучения и 0,02 моль/100 эВ в случае бета- и гамма-излучения, суммарная активность составила $8,28 \cdot 10^{13}$ Бк/л. По результатам расчета в программе FIREX скорость выхода водорода из 1 л

⁶Свид. о гос. регистрации программы для ЭВМ 2021613475. Программное средство для термодинамического моделирования многокомпонентных многофазных систем. Версия 2.0 (TeDu 2.0). РФЯЦ – ВНИИТФ / И.Р. Макеева, О.В. Шульц, В.Ю. Пугачев и др. Заявл.: 25.02.2021. Пер.: 09.03.2021. https://www.fips.ru/register-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2021613475&TypeFile=html

⁷БРЕСТ-ОД-300 – опытно-демонстрационный быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем электрической мощностью 300 МВт. <https://www.ippe.ru/nuclear-power/fast-neutron-reactors/120-brest-300-nuclear-reactor>

раствора составила 0,003 л/ч при нормальных условиях.

Также был выполнен расчет выхода водорода из водного раствора на стадии экстракционного фракционирования. На данной стадии из раствора уже извлечены изотопы урана, нептуния и плутония, поэтому в расчете также предполагалось полное извлечение указанных изотопов. Плотность рассчитывалась, исходя из допущения, что объем раствора сохранился, а его масса уменьшилась на массу указанных выше элементов. Исходные данные для расчета выхода водорода из водного раствора на этапе экстракционного фракционирования: масса компонентов ОЯТ – 1,7 кг, объем азотной кислоты – 20 л, исследуемый диапазон концентраций азотной кислоты – 0,1–1,5 моль/л. Массовая доля компонентов ОЯТ в растворе – 0,064, плотность получившегося раствора – 1,33 кг/л. Рассчитанные в программе FIREX значения выхода водорода в зависимости от концентрации нитрат-иона приведены в табл. 1.

Таблица 1. Рассчитанные в программе FIREX значения выхода водорода в зависимости от концентрации нитрат-иона

Концентрация нитрат-иона, моль/л	Выход водорода, моль/100 эВ	
	альфа-излучение	бета- и гамма-излучение
0,1	0,94	0,25
0,5	0,66	0,14
1,5	0,38	0,07

Авторы составили таблицу на основе собственных расчетов

Скорость выделения водорода из 1 л раствора составила 0,035 л/ч при концентрации азотной кислоты 0,1 моль/л; 0,022 л/ч – при 0,5 моль/л; 0,012 л/ч – при 1,5 моль/л.

Из результатов расчета очевидно, что скорость выделения водорода очень сильно зависит от концентрации нитрат-ионов.

Пример расчета радиационных полей экстракционного каскада. Для отработки ключевой модификации модуля переработки ОЯТ опытно-демонстрационного энергокомплекса на АО «Сибирский химический комбинат» (г. Северск) создан афинажный экстракционно-кристаллизационный стенд (АЭКС), позволяющий проводить испытания с применением модельных растворов ОЯТ с реальным содержанием ядерных материалов и имитаторами продуктов деления. В состав АЭКС входит полномасштабный узел экстракции, предназначенный для отработки и испытаний технологии и оборудования процесса экстракционного выделения уран-плутониевой (либо уран-плутоний-нептуниевой) лигатуры для последующего кристаллизационного афинажа. В настоящее время на АЭКС используют экстракторы центробежные радиохимические (ЭЦР), в частности ЭЦР-33.

Для оценки радиационных полей (величины мощности эффективной дозы от нейтронов и гамма-квантов) на АЭКС с ЭЦР-33 рассчитана радиационная нагрузка (мощность эффективной дозы от нейтронов и гамма-квантов) внутри бокса с экстракторами в выбранных точках (при определенных условиях):

- на стенке единичного экстракционного аппарата ЭЦР-33 при нахождении внутри аппарата модельных растворов ОЯТ, содержащих U-Pu, U-Pu-Np и U-Pu-Np-Am;
- внутри бокса АЭКС, где расположен блок экстракционных аппаратов, с учетом работы всего каскада;
- на перчатках оператора бокса.

Для расчета эффективной дозы от нейтронов и гамма-квантов внутри защитного бокса и на уровне перчаток создана расчетная модель каскада из 12 экстракторов. Расчеты проведены с помощью ПК «ПРИЗМА» [11, 12] (разработка РФЯЦ – ВНИИТФ) на основе метода Монте-Карло. Данный ПК предназначен для решения неоднородного уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов и аттестован для расчета мощности поглощенной и эквивалентной дозы гамма-квантов и нейтронов.

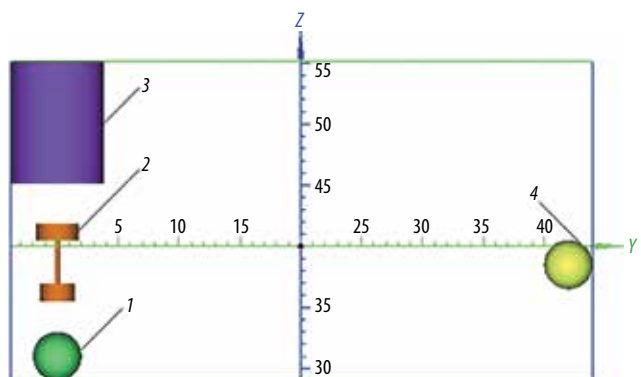
Эффективная доза гамма-квантов и нейтронов была рассчитана в следующих точках:

- между экстракторами на уровне центров камер смещения и разделения;
- под камерой смещения;
- в месте расположения проема для перчаток.

Для расчета дозы в указанных точках были «установлены» виртуальные детекторы в расчетной модели, представляющие собой шары, центры которых совпадают с координатами точек. Радиус каждого шара – 2 см.

На рис. 3 изображен профиль (в координатах Y–Z) камеры смещения и разделения (источника нейтронов и фотонов) и положение детекторов.

Свойства источника гамма-квантов были заданы на основе спектральных линий, взятых из библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VII⁸. Мощность



Авторы составили рисунок на основе собственных данных

Рис. 3. Двигатель и область с источником нейтронов и фотонов в координатах Y–Z (см). 1, 4 – детекторы; 2 – двигатель; 3 – область с источником нейтронов и фотонов

⁸<https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>

эффективной дозы нейтронов и гамма-квантов внутри бокса и на уровне перчаток рассчитана в детекторах с использованием табличных функций зависимости эффективной дозы на единичный флюенс от энергии частицы при облучении параллельным пучком в переднезадней геометрии.

При этом в НРБ 99/2009 устанавливается, что эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) — 70 мЗв.

Для корректного расчета мощности дозы следует учесть наличие в нем изотопа Pu-240, который служит мощным источником нейтронов спонтанного деления. В расчете доля изотопа Pu-240 в плутонии была принята ок. 5 масс.%. Также в расчете необходимо было учесть наличие дочерних изотопов минорных актиноидов, находящихся в равновесии, эти изотопы могут иметь высокоэнергетические линии гамма-квантов, как, например, Pa-234 m, имеющий линию 1,001 МэВ интенсивностью 0,841%.

Норма накопления эффективной дозы для персонала, согласно НРБ 99/2009, составляет не более 50 мЗв/год. Интегральная эффективная доза от экстрактора, которую рассчитали при помощи разрабатываемой системы математических моделей и кодов, за календарный год составила ок. 15 мЗв/год, что позволяет оператору в случае необходимости работать достаточно долго.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предварительные результаты показали, что разрабатываемая система математических моделей и программных кодов для расчетной оценки безопасности радиохимических производств обеспечивает

возможность сквозного моделирования аварийных сценариев — от инициирующего события, переводящего систему в опасное состояние, до оценки ключевых критериев ядерной, радиационной безопасности и пожаровзрывобезопасности.

В настоящее время продолжается создание и наполнение значимых компонентов разрабатываемой системы кодов — баз данных, которые содержат информацию о свойствах веществ, характеристиках процессов и аппаратов.

Систему планируется применять для решения различных задач, включая оценку дозовой нагрузки на экстрагент и определение выхода радиолитического водорода на стадиях растворения и фракционирования. Существующие модели планируется верифицировать на экспериментальных данных по мере их появления, что позволит повысить достоверность и обоснованность результатов расчетов.

Практическая значимость разработки описанной системы кодов обусловлена отсутствием на сегодняшний день верифицированных и аттестованных в Ростехнадзоре кодов, предназначенных для прогноза процессов во вне реакторной части ядерного топливного цикла. Между тем такие инструменты необходимы для обоснования безопасности новых радиохимических производств и технологий замыкания топливного цикла, создаваемых в России в рамках государственной программы развития атомной энергетики. Применение данной системы кодов позволит повысить уровень безопасности, снизить риски аварий с пожарами и взрывами, а также сократить затраты ресурсов и времени на проведение экспериментальных исследований.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шмидт О.В., Третьякова С.Г., Евсюкова Ю.А. и др. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла. — *Атомная энергия*, 2017, т. 122, вып. 2, с. 88–93.
<https://www.elibrary.ru/ygezbj>
2. Shmidt O.V., Makeeva I.R., Liventsov S.N. Simulation of closed nuclear fuel cycle processes as a tool for the development and optimization of radiochemical technologies. — *Radiochemistry*, 2016, v. 58, p. 366–373.
<https://doi.org/10.1134/S1066362216040044>
3. Bolshov L.A., Mosunova N.A., Strizhov V.F., Shmidt O.V. Next generation design codes for a new technological platform for nuclear power. — *Atomic Energy*, 2016, v. 120, iss. 6, p. 369–379.
<https://elibrary.ru/nlwrpb>
<https://doi.org/10.1007/s10512-016-0145-4>
4. Бочкарева А.А., Пешкичев И.В., Пугачев В.Ю. и др. Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования. — *Вестник Южно-Уральского государственного университета. Сер. Математическое моделирование и программирование*, 2018, т. 11, № 1, с. 84–94.
<https://www.elibrary.ru/yugmvs>
<https://doi.org/10.14529/mmmp180108>
5. Алексеев Н.И., Калугин М.А., Кулаков А.С. и др. Тестирование программы MCU-FR применительно к расчетам критичности быстрых реакторов. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2016, вып. 5, с. 22–26.
<https://www.elibrary.ru/ztelzf>
6. Белоусов В.И., Грушина Н.А., Сычугова Е.П., Селезнев Е.Ф. Некоторые результаты верификации кода ODETTA для неоднородных задач. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2018, вып. 3, с. 46–53.
<https://www.elibrary.ru/eihlhc>
7. Orr R.M., Horne G.P., Gregson C.R. et al. Plutonium and americium alpha radiolysis of nitric acid solutions. — *J. Phys. Chem. B*, 2017, v. 121, No. 4, p. 883–889.
<https://doi.org/10.1021/acs.jpcc.6b12061>
8. Horne G.P., Orr R.M., Gregson C.R. et al. Molecular hydrogen yields from the α -self-radiolysis of nitric acid solutions containing plutonium or americium. — *J. Phys. Chem. B*, 2018, v. 122, No. 9, p. 2627–2634.
<https://doi.org/10.1021/acs.jpcc.7b12267>
9. Horne G.P., Donocliif T.A., Sims H.E. et al. Multi-scale modeling of the gamma radiolysis of nitrate solutions. — *J. Phys. Chem. B*, 2016, v. 120, iss. 45, p. 11781–11789.
<https://doi.org/10.1021/acs.jpcc.6b06862>

10. Green J.R., Hillesland K.E., Field J.G. et al. Radcalc: A computer program to calculate the radiolytic production of hydrogen gas from radioactive wastes in packages. WNC-SA-2795. Richland (WA, USA): Westinghouse Hanford Company, 1995, 8 p. https://inis.iaea.org/search?q=custom_fields.iaea%5C%3Arn%3A27048647
11. Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 64–73. <https://www.elibrary.ru/mxbsyn>
12. Kandiev Y.Z., Modestov D.G., Zatsepin O.V. et al. PRIZMA status. — Annals of Nuclear Energy, 2015, v. 82, p. 116–120. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.09.006>

Вклад авторов

Все авторы подтверждают соответствие своего авторства критериям ICMJE. Все авторы в равной степени участвовали в разработке концепции исследования, написании текста рукописи, формулировке выводов.

Идентификаторы авторов

Макеева Инга Равильевна: SPIN-код 4672-5052; Author ID 8807; Scopus 57190808935; ORCID 0000-0002-5645-1770

Пешкичев Игорь Валерьевич: SPIN-код 4198-0336; Author ID 881694; Scopus 56226945400; ORCID 0000-0002-6309-3887

Шмидт Ольга Витальевна: SPIN-код 1193-6995; Author ID 221001

УДК 621.039.5
PACS 28.50.Dr

Горячих А.В., Зайко И.В., Клименко Д.С.,
Ларионов И.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А.,
Романова Н.В., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.

Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосолевым реактором. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 239–243.

Актуальность. Утилизация при помощи жидкосолевого ядерного реактора – сжигателя минор-актинидов из отработавших тепловыделяющих сборок энергетических реакторов – перспективный способ замыкания ядерного топливного цикла. Для отработки жидкосолевого цикла необходимо создание исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР).

Цели работы – определение инженерно-физического облика ИЖСР с ключевыми технологиями жидкосолевого реакторов-сжигателей и разработка концепции безопасности жидкосолевого реактора.

Материал и методы. Решаемые инженерно-конструкторские и научные вопросы: конструкция ИЖСР, нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики, выбор и обоснование конструкционных материалов, комплексная технология процесса эксплуатации, концепция безопасности и др.

Результаты. На этапе эскизного проекта разработан инженерно-физический облик реактора, оборудования и контуров теплоотвода (в том числе аварийного). Основные технические характеристики реакторной установки (РУ): тепловая мощность – 10 МВт; топливная соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2 + (\text{PuF}_3 + \text{AnF}_m)$; расход соли в топливном контуре – 141,6 кг/с; температура соли на входе в реактор – 664 °С, на выходе – 700 °С; кандидатные конструкционные материалы оборудования РУ – хром-никелевые сплавы. Выполнены расчетные обоснования для принятия принципиальных конструктивно-схемных решений РУ ИЖСР, оптимизированы параметры, полученные ранее. Представлен инженерно-физический облик РУ ИЖСР.

Заключение. Создание ИЖСР обеспечит отработку технологических решений для создания промышленного жидкосолевого ядерного реактора (сжигателя долгоживущих минор-актинидов) большой мощности – до 2200–2400 МВт(т). Полученные результаты подтвердили достижимость проектных требований к ИЖСР и возможность его создания.

Ключевые слова: жидкосолевого ядерный реактор-сжигатель, реакторная установка (РУ), исследовательский жидкосолевого реактор, ИЖСР, минор-актиниды, развитие техники, развитие технологий, топливная соль, трансмутация, расчетное обоснование
4 рис., 3 библ. источ.

UDC 621.039.5
PACS 28.50.Dr

Goryachikh A.V., Zayko I.V., Klimenko D.S.,
Larionov I.A., Semchenkov A.A., Ognerubov D.A.,
Romanova N.V., Tretyakov I.T., Lopatkin A.V.
(N.A. Dollezhal Research and Development Institute
of Power Engineering JSC, Moscow, Russian Federation).

Conceptual design of a reactor facility with molten salt research reactor. – Atomic Energy, 2025, v. 138 iss. 5, p. 239–243.

Relevancy. Disposal of minor actinides from spent nuclear fuel assemblies of power reactors, using a molten salt burner reactor, is an advanced technique for the nuclear fuel cycle closure. Fine tuning the molten salt technology requires development of a molten salt research reactor (MSRR).

Aim. Engineering and physical conceptualization of an MSRR with key molten salt burner reactor technologies and development of the molten salt reactor safety concept.

Material and methods. Design engineering and scientific issues addressed: MSRR design, neutronic and thermal-hydraulic characteristics, selection and justification of structural materials, integrated operational process technology, safety concept, and others.

Results. The engineering and physical concept of the reactor, equipment and heat removal circuits as such (including the emergency heat removal circuit) was developed at the draft design stage. Key technical characteristics of the reactor plant: thermal power 10 MW; fuel salt composition $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2 + (\text{PuF}_3 + \text{AnF}_m)$; fuel circuit salt flow rate 141.6 kg/s; reactor inlet salt temperature 664 °C, reactor outlet salt temperature 700 °C; candidate structural materials for the reactor plant components – chromium-nickel alloys. Fundamental MSRR design and circuitry solutions have been computationally justified, and the plant parameters obtained at earlier development stages have been optimized. The MSRR's engineering and physical concept is presented.

Conclusion. The development and operation of an MSRR will allow fine tuning process solutions for building a large commercial molten salt nuclear reactor (long-lived minor actinide burner) of 2200 to 2400 MW(th). The results have confirmed the achievability of the MSRR design requirements and feasibility of the MSRR development.

Keywords: molten salt burner reactor, reactor plant, molten salt research reactor, MSRR, minor actinides, technology development, technological development, fuel salt, transmutation, computational justification

4 fig., 3 ref.

УДК 621.039.548

PACS 28.20.Gd; 28.41.-i; 28.41.Ak; 28.41.Bm; 28.41.Vx; 89.30.Gg

Евдокимов И.А., Дмитриев Д.В., Афанасьева Е.Ю., Хромов А.Г., Калинин П.М., Сорокин А.А., Горюшин И.О., Бурцев А.Ю., Золотарев С.П., Бабкин С.В., Квичанская Т.Ю., Атражев В.В. **Новый метод выявления тепловыделяющих сборок ВВЭР с негерметичными твэлами по активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 244–250.

Актуальность. Проблемы контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов связаны в том числе с значительными погрешностями методов оценки выгорания топлива в негерметичных твэлах ТВС по активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов при изменении мощности реактора. Для повышения радиационной безопасности и снижения финансовых потерь требуются более совершенные методы КГО.

Цель исследования — разработка новой методики выявления в активной зоне (а.з.) ВВЭР негерметичных твэлов (твэгов), основанной на особенностях накопления ^{134}Cs и ^{137}Cs в зависимости от типа топлива и истории облучения каждого твэла (твэга).

Материал и методы. Рассчитывали высотные распределения ^{134}Cs и ^{137}Cs в каждом твэле и твэге за всю историю эксплуатации ТВС с учетом зависимости наработки ^{134}Cs от спектра нейтронов. Спектр чувствителен к обогащению и выгоранию твэла, содержанию гадолиния в твэге, положению твэла (твэга) в ТВС и к характеристикам ближайших ТВС. В связи с этим отношение активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ как функция выгорания топлива для разных твэлов (твэгов) отличается и меняется каждый раз при смене компоновки ТВС в а.з. от кампании к кампании. Исходные данные для расчетов — стандартные выходные файлы комплекса КАСКАД для каждой кампании. Расчетное содержание ^{134}Cs и ^{137}Cs в каждом твэле (твэге) сопоставляли с измеренной активностью во время спайк-эффекта. Созданная программа автоматически отбирала твэлы (твэги), для которых эти величины совпадали.

Результаты. Разработана методика выявления негерметичных ТВС ВВЭР. Создана программа ЦЕЗАРЬ (Цезия Автоматизированный Расчет). Валидация на данных АЭС показала, что предложенная методика существенно эффективнее типовой методики КГО для ВВЭР.

Заключение. Разработанная методика позволяет исключить большую часть неопределенностей, приводящих к значимым ошибкам в оценке выгорания топлива в негерметичных ТВС типовым методом, регламентированным для ВВЭР. Это позволяет сократить общую продолжительность КГО, если возникает необходимость выявить негерметичную ТВС только методом стенового КГО.

Ключевые слова: АЭС, ВВЭР, контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов, негерметичный твэл, выгорание топлива, активность теплоносителя, спайк-эффект, радионуклиды цезия

5 рис., 6 библи. источ.

UDC 621.039.548

PACS 28.20.Gd; 28.41.-i; 28.41.Ak; 28.41.Bm; 28.41.Vx; 89.30.Gg

Evdokimov I.A. (Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research JSC, Moscow, Troitsk, Russian Federation), Dmitriev D.V. (Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research JSC, Moscow, Troitsk, Russian Federation; Institute of Biochemical Physics, Russian Academy of Sciences, Moscow, Russian Federation), Afanasieva E.Yu., Khromov A.G., Kalinichev P.M., Sorokin A.A., Goryushin I.O., Burtsev A.Yu., Zolotarev S.P., Babkin S.V., Kvichanskaya T.Yu. (Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research JSC, Moscow, Troitsk, Russian Federation), Atrazhev V.V. (Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research JSC, Moscow, Troitsk, Russian Federation; Institute of Biochemical Physics, Russian Academy of Sciences, Moscow, Russian Federation). **A new technique for location of leaking fuel assemblies by Cs activity during spiking events in WWER power units.** — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 244–250.

Relevance. One of the challenges of fuel integrity analysis during reactor operation is significant uncertainties when leaking fuel burnup is estimated by ^{134}Cs and ^{137}Cs activities during spiking events. For better radiation safety and lower financial losses, advanced methods of fuel integrity analysis are required.

Aim. To develop a new technique for detection of leaking fuel assemblies (FAs) in WWER power units with taking into account specific features of ^{134}Cs and ^{137}Cs buildup in fuel with different characteristics and depending on actual FA irradiation history.

Material and methods. Evolution of axial profiles for ^{134}Cs and ^{137}Cs concentrations in each fuel rod was calculated for the entire FA irradiation history. Sensitivity of ^{134}Cs buildup to the neutron spectrum was taken into account. The neutron spectrum depends on fuel enrichment, burnup, Gd content in Gd-fuel rods, position of a fuel rod within a FA, parameters of the adjacent FAs. Consequently, the ratio of ^{134}Cs to ^{137}Cs activities as a function of burnup differs for different fuel types and changes from cycle to cycle every time when the fuel loading pattern in the core is varied. Standard output files produced by the KASKAD software for each fuel cycle were used as input data for calculations. The calculated ratio of ^{134}Cs and ^{137}Cs activities in each fuel rod was compared to the Cs spiking data. A software application was developed to automatically select those fuel rods in the core that correspond more closely to the ratio of ^{134}Cs and ^{137}Cs activities recorded during the spiking event.

Results. A new technique and a software application CAESAR (CAESium Analysis in Reactor) have been developed for detection of leaking fuel assemblies in the WWER core. Validation against NPP data shows that the new technique is much more effective than the standard WWER method for assessment of leaking fuel burnup.

Conclusion. The developed technique eliminates most uncertainties, which lead to significant errors when using the standard method for assessment of leaking fuel burnup by Cs spiking in WWERs. The technique also helps to optimize the sequence of FAs testing in the casks of spent fuel pool in order to find quickly the “leaker” and reduce the total duration of the reactor outage.

Keywords: NPP, WWER, fuel integrity analysis, leaking fuel, fuel burnup, primary coolant activity, spiking event, cesium radionuclides

5 fig., 6 ref.

УДК 621.039.6
PACS 28.52.—s

Данилов И. В., Ларионов И. А., Лешуков А. Ю., Лопаткин А. В., Лукасевич И. Б., Назаров В. С., Размеров А. В., Свириденко М. Н., Стребков Ю. С., Сысоев А. Г. **Определение условий перегрузки модуля твердотельного blankets гибридной реакторной установки с урановым и ториевым сырьем.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 251–258.

Актуальность. В проекте твердотельного blankets (АО «НИКИЭТ») термоядерной гибридной реакторной установки типа «токамак» применение «сухой выдержки» могло бы существенно облегчить конструктивную и технологическую реализацию режима останова. Однако требуется расчетное подтверждение (не)превышения пределов безопасной эксплуатации blankets с «сухой выдержкой» в режиме останова.

Цель работы — определение безопасных условий перегрузки сырьевого blankets гибридной термоядерной реакторной установки в режиме останова.

Материал и методы. Рассмотрены варианты твердотельного blankets: с урановым и ториевым сырьем, с теплоносителем — тяжелой и легкой водой в наиболее консервативных условиях. Blanket смоделирован как подкритическая система, облучаемая термоядерными нейтронами с энергией 14,1 МэВ. Расчеты проведены в программе MCU-BR с базой ядерных данных MDB-BR50. Исследование условий «сухой выдержки» в режиме останова: расчет величин и анализ поведения остаточного энерговыделения; теплофизическое моделирование «сухой выдержки» модуля blankets на базе расчетных нейтронно-физических характеристик.

Результаты. Мощность blankets с ториевым сырьем в период облучения в 4–5 раз меньше, чем с урановым, но различие в остаточном энерговыделении между двумя blankets незначительно ввиду существенного вклада в остаточное энерговыделение нуклидов ^{239}Np и ^{233}Pa , с учетом быстрого спада вклада ^{239}Np и долгим влиянием вклада ^{233}Pa . Нейтронно-физический расчет показал, что в период выдержки от 10 до 100 сут остаточное энерговыделение всех рассмотренных вариантов blankets сопоставимо. В режиме останова модуля твердотельного blankets при «сухой выдержке» максимальные значения температуры сырья и важнейших его конструкций быстро (за ~2 ч) достигают и затем значительно превышают эксплуатационные пределы, что требует принудительной циркуляции теплоносителя.

Заключение. Показана неприемлемость «сухой выдержки» при перегрузке модуля твердотельного blankets гибридной реакторной установки как с урановым, так и с ториевым сырьем ввиду быстрого роста температуры сырья и конструкции до максимального уровня, значительно превышающего пределы безопасной эксплуатации. С учетом полученных результатов на следующих этапах проектирования будут разрабатываться системы для перегрузочных операций.

Ключевые слова: сухая выдержка blankets, управляемый термоядерный синтез (УТС), термоядерная установка, гибридная реакторная установка, гибридная термоядерная установка, синтез — деление, твердотельный blankets, наработка топлива, останов реактора, остаточное энерговыделение

4 рис., 2 табл., 8 библиографических источников.

UDC 621.039.6
PACS 28.52.—s

Danilov I. V., Larionov I. A., Leshukov A. Yu., Lopatkin A. V., Lukasevich I. B., Nazarov V. S., Razmerov A. V., Sviridenko M. N., Strebkov Yu. S., Sysoev A. G. (N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering JSC, Moscow, Russian Federation). **Investigation of conditions of the solid blanket module reload for a hybrid reactor plant with uranium and thorium source material.** — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 251–258.

Relevance. In the solid-state blanket design (NIKIET JSC) for a tokamak-type thermonuclear hybrid reactor facility, the use of dry cooling could significantly facilitate the design and technological implementation of the shutdown mode. However, confirmation of (non)exceeding the safe operating limits of the blanket with dry cooling in the shutdown mode is required.

Aim. To determine safe conditions for reloading the raw material blanket of a hybrid thermonuclear reactor facility in the shutdown mode.

Material and methods. The following solid-state blanket variants are considered: with uranium and thorium raw materials, with heavy and light water as a coolant under the most conservative conditions. The blanket is modeled as a subcritical system irradiated with 14.1 MeV thermonuclear neutrons. The calculations are performed in the MCU-BR program with the MDBBR50 nuclear database. Study of dry cooling conditions in the shutdown mode: calculation of values and analysis of the behavior of the residual energy release; thermophysical modeling of dry cooling of a blanket module based on calculated neutron-physical characteristics.

Results. The power of a blanket with thorium feedstock during the irradiation period is 4–5 times less than with uranium, but the difference in the residual energy release between the two blankets is insignificant due to the big contribution of ^{239}Np and ^{233}Pa nuclides to the residual energy release, taking into account the rapid decline in the contribution of ^{239}Np and the long-term influence of the contribution of ^{233}Pa . Neutron-physical calculations showed that during the cooling period from 10 to 100 days, the residual energy release of all considered blankets are comparable. In the shutdown mode of the solid blanket module during dry cooling, the maximum values of the temperature of the feedstock and its most important structures quickly (in ~2 h) reach and then significantly exceed the operating limits, which requires forced circulation of the coolant.

Conclusion. The unacceptability of dry cooling during refueling of the solid blanket module of a hybrid reactor plant with uranium and thorium feedstock is shown due to the rapid increase in the temperature of the feedstock and structure to a level significantly exceeding the safe operating limits. Taking into account the obtained results, systems for refueling operations will be developed at the next stages of the design.

Keywords: blanket dry cooling, controlled thermonuclear fusion (CTF), thermonuclear plant, hybrid reactor plant, hybrid thermonuclear plant, fusion — fission, solid blanket, fuel production, reactor shutdown, residual energy release 4 fig., 2 tab., 8 ref.

УДК 621.039.586
PACS 82.30.Фп

Гаврилов А.В., Нигматуллин Д.Р., Прохоров Н.А., Крицкий В.Г. **Численное моделирование изменения значения рН водной среды приямка защитной оболочки при проектной и запроектной аварии на АЭС с ВВЭР-1200.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 259–264.

Актуальность. Удержание радиоактивного иода в пределах защитной оболочки в случае аварий на АЭС с ВВЭР — одна из важных задач, требующая решения. Ключевой фактор, влияющий на летучесть иода, — значение рН водной среды внутри защитной оболочки. Для подавления летучих форм иода рН должен быть больше 7,0 (требования по безопасности EUR). Отсутствие отечественных расчетных моделей для оценки динамики рН в ходе аварий существенно затрудняет процесс проектирования.

Цель работы — создание и валидация модели для расчета значений рН водной среды защитной оболочки в ходе проектной и запроектной аварий на АЭС с ВВЭР-1200.

Материал и методы. Рассмотрено два сценария с исходным событием — двусторонним разрывом главного циркуляционного контура: проектная авария без повреждения активной зоны и запроектная — со значительным повреждением активной зоны и отказом активной части системы аварийного охлаждения. Объект исследования — рН водной среды в защитной оболочке. Метод исследования — численное моделирование с использованием разработанной математической модели и программного кода путем решения уравнений химического равновесия между компонентами в водных растворах. Экспериментальные методы для валидации математической модели — потенциометрические измерения рН в водных растворах с известной концентрацией компонентов при 25 °С.

Результаты. Разработана и валидирована математическая модель для расчета значений рН водной среды. Расчеты показали, что в ходе проектной аварии рН находится в диапазоне от 4,2 до 8,0, а максимальных значений рН достигает к 75-й минуте. При запроектной аварии через 10 ч от ее начала рН снижается до 3,2 за счет образования азотной и соляной кислот. После включения спринклерной системы рН повышается до 7,8 и остается на этом уровне до 30 сут после аварии. За счет проектных решений по дополнительному введению щелочи начиная с 40-й минуты рН становится выше 7,0 и держится в диапазоне от 8,0 до 8,4 до включения спринклерной системы.

Заключение. Адекватность предложенной модели подтверждена экспериментальными данными. Верификация модели показала, что принятые на АЭС с ВВЭР-1200 технические решения позволяют обеспечить выполнение требований по связыванию радиоактивного иода в проектной и запроектной авариях.

Ключевые слова: АЭС с ВВЭР, ВВЭР-1200, проектная авария (ПА), запроектная авария (ЗПА), водородный показатель (рН), радиоактивный иод, защитная оболочка, контеймент, летучесть, численное моделирование, математическая модель, константа диссоциации, уравнение электронеutrальности
2 рис., 2 табл., 12 библиогр. источ.

UDC 621.039.586
PACS 82.30.Фп

Gavrilov A.V., Nigmatullin D.R., Prokhorov N.A., Kritskii V.G. (Atomenergoproekt JSC, Moscow, Russian Federation). **Numerical modeling of changes in the pH value of the aqueous medium of the containment sump during design basis and beyond design basis accident at NPP with VVER-1200.** — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 259–264.

Relevance. The retention of radioactive iodine within the containment in case of accidents at NPPs with VVER is one of the problems that requires a solution. The key factor affecting the volatility of iodine is the pH value of the aqueous medium inside the containment. To suppress volatile forms of iodine, the pH should be higher than 7.0 (EUR safety requirements). The lack of domestic calculation models for estimating the pH dynamics during accidents significantly complicates the design process.

Aim. To create and validate a model for calculating the pH values of the aqueous medium of the containment during design basis and beyond design basis accidents at NPPs with VVER-1200.

Material and methods. Two scenarios with an initial event — a two-way rupture of the main circulation circuit — are considered: a design basis accident without damage to the core and a beyond design basis accident with significant damage to the core and failure of the active part of the emergency cooling system. The object of the study is the pH of the aqueous medium in the containment. The research method is numerical modeling using the developed mathematical model and software code, by solving the equations of chemical equilibrium between the components in aqueous solutions. Experimental methods for validating the mathematical model are potentiometric measurements of pH in aqueous solutions with a known concentration of components at 25 °C.

Results. The mathematical model for calculating the pH values of the aquatic environment has been developed and validated. Calculations have shown that during a design basis accident, the pH is in the range from 4.2 to 8.0, and the maximum pH is reached by the 75th minute. In a beyond design basis accident, 10 hours after its onset, the pH decreases to 3.2 due to the formation of nitric and hydrochloric acids. After the sprinkler system is turned on, the pH increases to 7.8 and remains at this level for up to 30 days after the accident. Due to design solutions for additional introduction of alkali, starting from the 40th minute, the pH becomes higher than 7.0, and remains in the range from 8.0 to 8.4 until the sprinkler system is turned on.

Conclusion. The adequacy of the proposed model is confirmed by experimental data. Verification of the model showed that the technical solutions adopted at NPPs with VVER-1200 make it possible to ensure compliance with the requirements for the binding of radioactive iodine in design basis and beyond design basis accidents.

Keywords: NPPs VVER, VVER-1200, design basis accident (DBA), beyond design basis accident (BDDBA), hydrogen index (pH), radioactive iodine, containment, volatility, numerical modeling, mathematical model, dissociation constant, electroneutrality equation
2 fig., 2 tab., 12 ref.

УДК 621.039.564.3:004.032.26
PACS 28.50.Hw

Дерябин И.А., Королев В.В., Курбатова С.В., Сорокин Г.С. **Оценка термонапряженного состояния трубопроводов реакторной установки ВВЭР при помощи нейронной сети.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 265–270.

Актуальность. На работающих РУ ВВЭР возникают переходные процессы, вносящие свой вклад в общую повреждаемость оборудования и трубопроводов. Ее определяют по рассчитанным напряжениям в контрольных точках по косвенным данным датчиков, однако с допущениями и большим запасом, поэтому разработка более совершенных методик определения напряжений представляет большой интерес.

Цель работы — применение нейронной сети для определения напряжений в произвольных точках оборудования и трубопроводов по показаниям наружных термомпар и давления в контуре теплоносителя.

Материал и методы. Применен нейросетевой подход к решению обратной задачи термоупругости. Разработанная нейронная сеть устанавливает взаимосвязь между измеряемыми и предсказываемыми величинами. В качестве критерия точности расчета выбран размах напряжения.

Результаты. Для ряда трубопроводов 1-го контура РУ ВВЭР и врезки патрубка в главный циркуляционный трубопровод определены напряжения в контрольных точках по показаниям наружных поверхностных термомпар. Предсказанные значения размахов напряжения отличаются не более чем на 10 % от полученных при решении прямой задачи. Рассмотрены основные подходы к увеличению устойчивости получаемого решения при недостаточном качестве входных данных.

Заключение. Нейронные сети простой конфигурации возможно использовать в системе мониторинга, поскольку они быстро и с достаточно высокой точностью рассчитывают напряжения в трубопроводах РУ ВВЭР. Предложенный подход имеет большой потенциал для дальнейшего развития и применения на АЭС. Необходимо провести работу по определению оптимальных гиперпараметров нейронной сети для улучшения ее предиктивной способности.

Ключевые слова: РУ ВВЭР, трубопроводы АЭС, температурные напряжения в металле, оценка ресурса оборудования, повреждаемость оборудования, оценка повреждаемости, поверхностные датчики, виртуальные датчики, машинное обучение нейронной сети, нейронная сеть (НС), АЭС с ВВЭР, обратная задача термоупругости, предиктивная аналитика
6 рис., 5 библ. источ.

UDC 621.039.564.3:004.032.26
PACS 28.50.Hw

Deryabin I.A., Korolev V.V., Kurbatova S.V., Sorokin G.S. (OKB "GIDROPRESS" JSC, Podolsk, Russian Federation). **Neural network thermal stress estimation of VVER reactor plant pipes during operation.** — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 265–270.

Relevance. There are transient processes occur during the lifespan of a VVER-based NPP that contribute to the overall damage of equipment and pipelines. This damage is estimated based on the calculated stresses at control points using indirect data obtained from sensors. However, this assessment is currently performed with certain assumption and a large safety margin, hence the development of new and improved methods of stresses determination becomes of great interest.

Aim. The application of the machine learning method, such as a neural network, for stress values determination at arbitrary points of equipment and pipelines based on external thermocouples and pressure in the coolant circuit.

Material and methods. A neural network approach is used to solve the inverse problem of thermoelasticity. The developed neural network establishes relationship between the measured and predicted values. Stress range is chosen as the criterion for calculating accuracy.

Results. Stress values at the control points for a number of pipelines of VVER RP first circuit and pipe connection of the main circulation pipeline based on external surface thermocouples were determined. The predicted values differ by no greater than 10 % from obtained by solving the direct problem. Main approaches of increasing obtained solution stability are considered in the case of insufficient input data quality.

Conclusion. Neural networks of a simple configuration can be used in the monitoring system, as they quickly and with sufficient accuracy calculate stresses at the control points of VVER RP pipelines. A number of analytical and numerical examples show that the proposed approach has great potential for further development and application at nuclear power plants. It is necessary to carry out work to determine the optimal hyperparameters of the neural network in order to improve its predictive ability.

Keywords: VVER-based NPPs, NPP pipelines, thermal stresses in metal, equipment service life assessment, equipment fault probability, damage assessment, surface sensors, virtual sensors, neural network machine learning, neural network (NN), VVER NPP, inverse thermoelasticity problem, predictive analytics
6 fig., 5 ref.

УДК 621.039.51
PACS 28.52.Nh

Русских И. М., Селезнев Е. Н., Зырянова А. А., Волчихина Ю. В., Аристов Н. М., Калашников Н. С., Горячих А. В., Кравцова О. А., Ташлыков О. Л. **Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 2.** – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 271–275.

Актуальность. Одно из основных условий безопасности эксплуатации тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне ИВВ-2М (ядерного реактора гетерогенного исследовательского водо-водяного бассейнового типа) – отсутствие поверхностного кипения на оболочке твэлов (под слоем отложений). Оценка расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры позволит прогнозировать его температуру на выходе из ТВС на кампанию и обосновать непревышение уставок эксплуатационных пределов.

Цель работы – определение функциональной зависимости расхода теплоносителя через ТВС от глубины их выгорания и времени нахождения в активной зоне на основании результатов измерения расхода теплоносителя через отдельные ТВС.

Материалы и методы. Для измерения применялся ультразвуковой метод и устройство (типа FLUXUS ADM 7407) мобильного контроля расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, разработанное и изготовленное в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники им. Н. А. Доллежала. Измерения проводились под слоем воды, расходомер устанавливался непосредственно на ТВС. Методология измерения и выведенная аналитическая зависимость расхода от перепада давления в активной зоне представлены в статье «Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 1».

Результаты. Выведены аналитические зависимости расхода от глубины выгорания и времени нахождения ТВС в активной зоне, основанные на данных измерений расхода теплоносителя в ТВС ИВВ-2М, проведенных в процессе эксплуатации реактора в течение нескольких лет.

Заключение. Полученные зависимости позволяют, без проведения непосредственных измерений, оценивать величину расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС и более точно определять температуру на оболочке твэлов, тем самым повышая безопасность эксплуатации исследовательского ядерного реактора. Для уточнения зависимостей и уменьшения погрешностей необходимо продолжение измерений в процессе эксплуатации реактора и накопление статистических данных.

Ключевые слова: гетерогенный исследовательский ядерный реактор водо-водяного бассейнового типа (ИВВ-2М), тепловыделяющая сборка (ТВС), глубина выгорания; межтвэльные зазоры; гидравлическое сопротивление; ультразвуковой расходомер; доверительная граница среднего значения расхода, безопасность эксплуатации, энерговыделение

4 рис., 7 библи. источ.

UDC 621.039.51
PACS 28.52.Nh

Russkikh I. M., Seleznev E. N., Zyryanova A. A., Volchikhina Yu. V., Aristov N. M. (Research Institute of Nuclear Materials JSC, Zarechny, Sverdlovsk Region, Russian Federation), Kalashnikov N. S., Goryachikh A. V., Kravtsova O. A. (Research and Design Institute of Power Engineering named after N. A. Dollezhal JSC, Moscow, Russian Federation), Tashlykov O. L. (Ural Federal University, Yekaterinburg, Russian Federation). **Study of changes in coolant flow through fuel assemblies of the IVV-2M reactor core. Part 2.** – Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 271–275.

Relevance. One of the main conditions for the safety of fuel assemblies (FAs) operation in the core of the IVV-2M (heterogeneous water-cooled pool-type research reactor) is the absence of surface boiling on the fuel element cladding (under the layer of deposits). Estimation of coolant flow rate through inter-fuel element gaps will allow us to predict its temperature on exit from the FAs for the campaign and justify non-exceedance of operating limit settings.

The purpose of the work is to determine the functional dependence of the coolant flow rate through the FAs on their burnup depth and residence time in the core based on the results of measuring the coolant flow rate through individual FAs.

Materials and methods. The ultrasonic method and a device (type FLUXUS ADM 7407) for mobile monitoring of coolant flow rate through inter-fuel element gaps of the FAs of the IVV-2M research reactor, developed and manufactured at the Research and Design Institute of Power Engineering named after N. A. Dollezhal JSC, were used for the measurements. The measurements were carried out under a layer of water; the flow meter was installed directly on the FA. The measurement methodology and the derived analytical dependence of the flow on the pressure drop in the core are presented in the article “Study of changes in coolant flow through fuel assemblies of the IVV-2M reactor core. Part 1”.

Results. Analytical dependencies of the flow rate on the burnup depth and the FA residence time in the core have been derived, based on the data of coolant flow rate measurements in the IVV-2M FAs, carried out during the reactor operation for several years.

Conclusion. The obtained dependencies allow us to estimate the coolant flow rate through the inter-fuel element gaps of the FAs and to more accurately determine the temperature on the fuel element cladding without conducting direct measurements, thereby increasing the safety of the research reactor operation. To clarify the dependencies and reduce errors, it is necessary to continue measurements during the reactor operation and accumulate statistical data.

Keywords: heterogeneous water-water pool-type research reactor (IVV-2M), fuel assembly (FA), burnup depth, inter-fuel element gaps, hydraulic resistance, ultrasonic flow meter, confidence limit of average flow rate value, operational safety, energy release

4 fig., 7 ref.

УДК 621.039.51
PACS 28.52.Nh

Русских И. М., Селезнев Е. Н., Зырянова А. А., Волчихина Ю. В., Аристов Н. М., Калашников Н. С., Горячих А. В., Кравцова О. А., Ташлыков О. Л. **Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 2.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 271–275.

Актуальность. Одно из основных условий безопасности эксплуатации тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне ИВВ-2М (ядерного реактора гетерогенного исследовательского водо-водяного бассейнового типа) — отсутствие поверхностного кипения на оболочке твэлов (под слоем отложений). Оценка расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры позволит прогнозировать его температуру на выходе из ТВС на кампанию и обосновать непревышение уставок эксплуатационных пределов.

Цель работы — определение функциональной зависимости расхода теплоносителя через ТВС от глубины их выгорания и времени нахождения в активной зоне на основании результатов измерения расхода теплоносителя через отдельные ТВС.

Материалы и методы. Для измерения применялся ультразвуковой метод и устройство (типа FLUXUS ADM 7407) мобильного контроля расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, разработанное и изготовленное в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники им. Н. А. Доллежала. Измерения проводились под слоем воды, расходомер устанавливался непосредственно на ТВС. Методология измерения и выведенная аналитическая зависимость расхода от перепада давления в активной зоне представлены в статье «Исследование изменения расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны реактора ИВВ-2М. Часть 1».

Результаты. Выведены аналитические зависимости расхода от глубины выгорания и времени нахождения ТВС в активной зоне, основанные на данных измерений расхода теплоносителя в ТВС ИВВ-2М, проведенных в процессе эксплуатации реактора в течение нескольких лет.

Заключение. Полученные зависимости позволяют, без проведения непосредственных измерений, оценивать величину расхода теплоносителя через межтвэльные зазоры ТВС и более точно определять температуру на оболочке твэлов, тем самым повышая безопасность эксплуатации исследовательского ядерного реактора. Для уточнения зависимостей и уменьшения погрешностей необходимо продолжение измерений в процессе эксплуатации реактора и накопление статистических данных.

Ключевые слова: гетерогенный исследовательский ядерный реактор водо-водяного бассейнового типа (ИВВ-2М), тепловыделяющая сборка (ТВС), глубина выгорания; межтвэльные зазоры; гидравлическое сопротивление; ультразвуковой расходомер; доверительная граница среднего значения расхода, безопасность эксплуатации, энерговыделение
4 рис., 7 библи. источ.

UDC 621.039.51
PACS 28.52.Nh

Russkikh I. M., Seleznev E. N., Zyryanova A. A., Volchikhina Yu. V., Aristov N. M. (Research Institute of Nuclear Materials JSC, Zarechny, Sverdlovsk Region, Russian Federation), Kalashnikov N. S., Goryachikh A. V., Kravtsova O. A. (Research and Design Institute of Power Engineering named after N. A. Dollezhal JSC, Moscow, Russian Federation), Tashlykov O. L. (Ural Federal University, Yekaterinburg, Russian Federation). **Study of changes in coolant flow through fuel assemblies of the IVV-2M reactor core. Part 2.** — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 271–275.

Relevance. One of the main conditions for the safety of fuel assemblies (FAs) operation in the core of the IVV-2M (heterogeneous water-cooled pool-type research reactor) is the absence of surface boiling on the fuel element cladding (under the layer of deposits). Estimation of coolant flow rate through inter-fuel element gaps will allow us to predict its temperature on exit from the FAs for the campaign and justify non-exceedance of operating limit settings.

The purpose of the work is to determine the functional dependence of the coolant flow rate through the FAs on their burnup depth and residence time in the core based on the results of measuring the coolant flow rate through individual FAs.

Materials and methods. The ultrasonic method and a device (type FLUXUS ADM 7407) for mobile monitoring of coolant flow rate through inter-fuel element gaps of the FAs of the IVV-2M research reactor, developed and manufactured at the Research and Design Institute of Power Engineering named after N. A. Dollezhal JSC, were used for the measurements. The measurements were carried out under a layer of water; the flow meter was installed directly on the FA. The measurement methodology and the derived analytical dependence of the flow on the pressure drop in the core are presented in the article “Study of changes in coolant flow through fuel assemblies of the IVV-2M reactor core. Part 1”.

Results. Analytical dependencies of the flow rate on the burnup depth and the FA residence time in the core have been derived, based on the data of coolant flow rate measurements in the IVV-2M FAs, carried out during the reactor operation for several years.

Conclusion. The obtained dependencies allow us to estimate the coolant flow rate through the inter-fuel element gaps of the FAs and to more accurately determine the temperature on the fuel element cladding without conducting direct measurements, thereby increasing the safety of the research reactor operation. To clarify the dependencies and reduce errors, it is necessary to continue measurements during the reactor operation and accumulate statistical data.

Keywords: heterogeneous water-water pool-type research reactor (IVV-2M), fuel assembly (FA), burnup depth, inter-fuel element gaps, hydraulic resistance, ultrasonic flow meter, confidence limit of average flow rate value, operational safety, energy release
4 fig., 7 ref.

УДК 621.039.5.022
PACS 28.50.–k; 28.41.Bm

Лопаткин А. В., Третьяков И. Т., Клименко Д. С.
Применение жидкосолевого реактора для трансмутации кюрия. – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 276–279.

Актуальность. Трансмутация минорных актинидов – Np, Am и Cm – ключевое направление снижения долговременной радиотоксичности отработавшего ядерного топлива тепловых и быстрых реакторов. Высокое удельное тепловыделение смеси изотопов минорного актинида Cm (~2,5 кВт/кг) затрудняет их включение в топливо быстрых реакторов из-за проблем производства. Решением может стать трансмутация Cm в специализированных установках.

Цель работы – расчетное исследование трансмутации Cm в жидкосолевом ядерном реакторе ЖСР-С для снижения радиотоксичности отработавшего ядерного топлива.

Материалы и методы. Объект исследования – топливная кампания ЖСР-С (2400 МВт(т), несущая соль 73% LiF – 27% BeF₂, топливная компонента – CmF₃). Метод исследования – численное моделирование с использованием программного средства MCU-ЖСР (НИЦ «Курчатовский институт»). Расчетные методы: моделирование переноса излучений в трехмерных системах методом Монте-Карло, нуклидной кинетики с квазинепрерывной коррекцией составов материалов.

Результаты и обсуждение. Представлена концепция реактора, его основные технические параметры и особенности конструкции. Расчеты подтверждают возможность эффективной трансмутации Cm. Высокие сечения деления ²⁴³Cm, ²⁴⁵Cm и ²⁴⁷Cm обеспечивают большую скорость их трансмутации без накопления вторичных долгоживущих ядер (в отличие от Np, Am). Введение в трансмутационный цикл Cm дополнительного Pu или других делящихся изотопов не требуется. Наличие легких ядер смещает спектр к тепловой области, что оптимально для трансмутации Cm. Гомогенная соль упрощает регулирование состава топлива и удаление продуктов деления. Показано, что равновесное содержание ключевых топливных изотопов в топливном контуре устанавливается за первые 3 года работы реактора, всех изотопов – за 15 лет. За 50 лет работы в контур ЖСР-С загружается ~39 т Cm, из них 95% трансмутируется, остаток вторичных долгоживущих актинидов <1% (~1,9 т).

Заключение. В жидкосолевом реакторе на основе LiF–BeF₂ возможна высокоэффективная трансмутация Cm с минимальным накоплением вторичных актинидов. Качественный анализ показывает, что для трансмутации прогнозируемого объема накопления Cm в ядерной энергетике России до 2100 г. достаточно одного специализированного реактора ЖСР-Cm ~600 МВт(т).

Ключевые слова: трансмутация кюрия, жидкосолевого реактора, ЖСР, LiF–BeF₂, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), ядерный топливный цикл (ЯТЦ), нейтронно-физическое моделирование, программа MCU, минорные актиниды, прогнозная оценка
2 рис., 2 табл., 4 библ. источ.

UDC 621.039.5.022
PACS 28.50.–k; 28.41.Bm

Lopatkin A. V., Tretyakov I. T., Klimenko D. S.
(N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering JSC, Moscow, Russian Federation).
Application of a molten salt reactor for curium transmutation. – Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 276–279.

Relevance. The transmutation of minor actinides – Np, Am, and Cm – represents a key strategy for reducing the long-term radiotoxicity of spent nuclear fuel from both thermal and fast reactors. The high specific decay heat of Cm isotopic mixtures (~2.5 kW/kg) complicates their incorporation into fast reactor fuel due to fabrication challenges. A promising solution is the transmutation of Cm in specialized facilities.

Aim is a computational investigation of Cm transmutation in the MSR-C reactor – a molten-salt nuclear-waste burner – aimed at reducing the radiotoxicity of spent nuclear fuel.

Materials and methods. The subject of this study is the fuel campaign of the MSR-C molten-salt nuclear-waste burner (2400 MWth), employing a carrier salt mixture of 73 mol% LiF and 27 mol% BeF₂, with CmF₃ as the fuel component. The research methodology consists of numerical modeling using the MCU-GSR software package (NRC Kurchatov institute, Moscow, Russian Federation). The computational techniques include three-dimensional Monte Carlo simulation of radiation transport and nuclide-kinetics modeling with quas-continuous material composition correction.

Results and discussion. The reactor concept is presented, along with its main technical parameters and design features. The calculations confirm the feasibility of efficient Cm transmutation. The high fission cross-sections of the ²⁴³Cm, ²⁴⁵Cm, and ²⁴⁷Cm isotopes enable a high transmutation rate without accumulation of secondary long-lived nuclei (in contrast to Np and Am). There is no need to introduce additional plutonium or other fissile isotopes into the Cm transmutation cycle. The presence of light nuclei shifts the neutron spectrum toward the thermal region, which is optimal for Cm transmutation. The homogeneous salt simplifies fuel composition control and fission-product removal. It is shown that equilibrium concentrations of the key fuel isotopes in the fuel loop are reached within the first three years of reactor operation, and full isotopic equilibrium is achieved in 15 years. Over 50 years of operation, ~39 t of Cm are loaded into the MSR-C loop, of which 95% is transmuted; the residual secondary long-lived actinides amount to less than 1% (~1.9 t).

Conclusion. In a LiF–BeF₂-based molten salt reactor, highly efficient Cm transmutation is achievable with minimal accumulation of secondary actinides. Qualitative analysis indicates that the projected Cm inventory in the Russian nuclear power industry up to 2100 can be transmuted using a single specialized MSR-Cm reactor of ~600 MWth.

Keywords: curium transmutation, molten salt reactor, MSR, LiF–BeF₂, spent nuclear fuel (SNF), nuclear fuel cycle (NFC), neutron-physical modeling, MCU code, minor actinides, projection analysis
2 fig., 2 tab., 4 ref.

УДК 546.02+621.039.8

PACS 23.90.+w; 28.90.+i; 82.80.Dx; 82.80.Rt

Колесов Г.Н., Дубинов А.Е. **Изменение относительного состава компонентов в ионном многокомпонентном пучке при прохождении сильноточного диода.** — Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 280–284.

Актуальность. Важная проблема масс-спектропии заключается в точном определении количества ионов различных сортов в исследуемом веществе, которое претерпело изменения после прохождения сильноточного ионного диода.

Цель работы — установить закономерности изменения относительного состава компонентов многокомпонентного ионного пучка при прохождении ионного диода.

Материал и методы. Проведено самосогласованное компьютерное моделирование ионного диода с помощью электромагнитного кода KARAT (на базе метода particle-in-cell — разновидности метода крупных частиц). Использован режим ограничения тока пространственным зарядом для корректного измерения состава компонентов многокомпонентного ионного пучка при помощи масс-спектропии.

Результаты и обсуждение. Установлено существенное изменение относительного количества ионов различных сортов на коллекторе сильноточного ионного диода по сравнению с концентрациями на его эмиттере. Предложен корректирующий множитель, компенсирующий выявленное изменение: если ионный диод в масс-спектрометре работает в режиме ограничения тока пространственным зарядом, то для определения относительных концентраций сортов ионов в ионном облаке следует корректировать амплитуды пиков на масс-спектре на величину $\sqrt{\mu}$.

Заключение. Полученные результаты имеют важное значение для интерпретации результатов измерений в количественной масс-спектропии, а также для определения эффективности разделительных установок.

Ключевые слова: количественная масс-спектрометрия, ионный диод, ионный пучок, particle-in-cell simulations, самосогласованное моделирование, методом частиц в ячейках, корректирующий множитель, код KARAT 5 рис., 23 библиогр. источ.

UDC 546.02+621.039.8

PACS 23.90.+w; 28.90.+i; 82.80.Dx; 82.80.Rt

Kolesov H.N., Dubinov A.E. (Russian Federal Nuclear Center — The All-Russian Research Institute of Experimental Physics, Sarov, Russian Federation).

Change in the relative composition of components in a multicomponent ion beam during high-current diode propagation. — Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 280–284.

Background. One of the central challenges in quantitative mass spectrometry is the accurate determination of the distribution of ion species within a substance that has undergone transformation after passing through a high-current ion diode.

Aim. To investigate the patterns governing changes in the relative composition of multicomponent ion beams during their propagation through an ion diode.

Material and methods. We performed self-consistent simulations of a high-current ion diode using the KARAT electromagnetic code, which employs the particle-in-cell (PIC) method—a variant of the macroparticle approach. The diode was operated under space-charge-limited current conditions to enable accurate mass-spectrometric determination of ion beam composition.

Results. The simulations revealed substantial alterations in the relative concentrations of different ion species between the emitter and the collector of the diode. A correction factor was introduced to compensate for this distortion: when operating in a space-charge-limited regime, the relative intensities of mass spectral peaks must be adjusted by a factor of $\sqrt{\mu}$, where μ is the ion mass, to accurately reflect the composition of the ion cloud.

Conclusion. The results have significant implications for the interpretation of quantitative mass spectrometry data and for evaluating the efficiency of ion separation systems.

Keywords: quantitative mass-spectrometry, ion diode, ion beam, particle-in-cell simulations, self-consistent simulation, particle-in-cell method, correction factor, KARAT code 5 fig., 23 ref.

УДК 004.942:66.012–52
PACS 02.70.–с; 82.20.Wt

Кривобородко В.А., Егорова О.В., Ливенцов С.Н., Ливенцова Н.В., Фейгин А.И., Шмидт О.В. **Модель процесса управления параметрами атмосферы технологического бокса МФР ОДЭК.** – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 285–290.

Актуальность. Для разработки цифрового двойника модуля фабрикации-рефабрикации (МФР) ядерного топлива (смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива) в рамках проекта «Прорыв» особое значение, из-за пирофорности СНУП-топлива и высоких требований к точности контроля газовой среды, имеет имитационное моделирование (ИМ) технологических боксов с инертной атмосферой.

Цель работы – создание математической модели, воспроизводящей динамику параметров газовой среды технологического бокса МФР, работу систем управления и аварийных защит.

Материалы и методы. Ключевые требования к модели: ИМ аварийных режимов работы при разгерметизации корпуса бокса, отказе арматуры, снижении эффективности фильтров; ИМ систем автоматического регулирования и аварийных защит; ИМ динамических изменений параметров газовой среды внутри технологического бокса; расчет гидродинамических параметров в трубопроводных системах. Математическая модель основана на уравнениях материального и теплового балансов, состояния идеального газа, а также на гидродинамических расчетах и включает подмодели: газовой среды в боксе; гидравлической сети; клапанов, датчиков и регуляторов.

Результаты. Тестирование разработанной математической модели проведено в KT-Nimfa для следующих сценариев: штатный вывод бокса в рабочий режим (расход Ar 3,2–6 м³/ч); аварийный режим (подача входного газа с O₂ 500 ppm). Относительная погрешность времени выхода на рабочий режим для камер объемом 38,5 и 102 м³ – 8,3 и 6,5% соответственно. Срабатывание защит в аварийном режиме (O₂ в боксе более 50 ppm) прошло корректно. Модель использована в задачах цифровизации по программе «Приоритет-2030» Национального исследовательского Томского политехнического университета.

Заключение. Имитационную математическую модель предполагается применять для оптимизации параметров работы бокса установки прессования таблеток СНУП-топлива, отладки и модернизации алгоритмов управления и защит, обучения персонала. Предстоит верификация и валидация модели на экспериментальных данных, адаптация ее для других установок.

Ключевые слова: проект «Прорыв», модуль фабрикации-рефабрикации (МФР), смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо, цифровой двойник (ЦД), инертная атмосфера, компьютерная имитационная модель, имитационное моделирование (ИМ), система автоматического управления (САУ), KT-Nimfa, БРЕСТ-ОД-300, технологический бокс
4 рис., 9 библи. источ.

UDC 004.942:66.012–52
PACS 02.70.–с; 82.20.Wt

Krivoborodko V.A., Egorova O.V., Liventsov S.N., Liventsova N.V. (National Research Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russian Federation), Feigin A.I., Shmidt O.V. (“Proryv” JCS, Moscow, Russian Federation). **Model of the process of controlling the atmospheric parameters of the MFR ODEK technological box.** – Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 285–290.

Background. In the development of a digital twin for the fabrication-refabrication module (FRM) of nuclear fuel (mixed uranium-plutonium nitride (MNUP) fuel) as part of the “Proryv” project, special emphasis is placed on simulation modeling (SM) of process boxes with an inert atmosphere. This is due to the pyrophoricity of MNUP fuel and the stringent requirements for monitoring the gas environment.

Aim. The creation of a mathematical model that reproduces the dynamics of the parameters of the gas environment of the MFR process box, the operation of control systems and emergency protections.

Materials and methods. Key requirements include: SM of emergency operating modes in case of depressurization of the box, valve failure, reduced filter efficiency; SM of automatic control systems and emergency protections; SM of dynamic changes in gas environment parameters inside the process box; calculation of hydrodynamic parameters in pipeline systems. The mathematical model is based on the equations of material and thermal balances, the state of an ideal gas, as well as on hydrodynamic calculations and includes submodels: gas environment inside the box; hydraulic network; valves, sensors and regulators.

Results. The developed mathematical model was tested in the KT-Nimfa software for the following scenarios: normal box startup mode (Ar flow rate 3,2–6 m³/h); emergency mode (inlet gas supply with O₂ 500 ppm). The relative error in the time to reach operating mode was 8,3 and 6,5% for chambers with volumes of 38,5 m³ and 102 m³, respectively. Emergency protections triggered correctly when O₂ exceeded 50 ppm in the box. The model was used in digitalization tasks under the “Priority-2030” program at the National Research Tomsk Polytechnic University.

Discussion. The model can be used to optimize the parameters of the box, debug and modernize control and protection algorithms, and train personnel. The future perspective is verification and validation based on experimental data, and adaptation of the model for other installations.

Conclusion. The simulation mathematical model is intended for optimizing the operating parameters of the MNUP fuel pellet pressing unit, refining control and protection algorithms, and personnel training. Further steps include experimental verification and validation, as well as adapting the model for other installations.

Keywords: “Proryv” project, fabrication-refabrication module (FRM), mixed uranium-plutonium nitride (MNUP) fuel, digital twin (DT), inert atmosphere, computer simulation model, simulation modeling (SM), automatic control system (ACS), KT-Nimfa, BREST-OD-300, process box
4 fig., 9 ref.

УДК 51–74;621.039.516.4;004.942
PACS 82.20.Wt

Макеева И. Р., Дырда Н. Д., Пешкичев И. В., Шмидт О. В. **Обзор системы моделей и кодов для обоснования безопасности радиохимических технологий.** – Атомная энергия, 2025, т. 138, вып. 5, с. 291–298.

Актуальность. Для замыкания ядерного топливного цикла создаются новые радиохимические производства и технологии в рамках государственной программы развития атомной энергетики России. Важнейшая задача – обоснование пожаро-, взрыво-, ядерной и радиационной безопасности, минимизация риска аварий на вновь создаваемых радиохимических производствах ядерного топлива и переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Но верифицированных и аттестованных кодов для прогнозирования процессов внереакторной части топливного цикла сегодня практически нет.

Цель исследования – разработка системы математических моделей и кодов, предназначенной для обоснования безопасности радиохимических технологий в производстве ядерного топлива и переработке ОЯТ, а также проверка работоспособности кодов и их системы и предлагаемого подхода.

Материал и методы. Проведена расчетная оценка пожаровзрыво-, ядерной и радиационной безопасности технологических процессов и аппаратов радиохимических производств при помощи системы математических моделей и кодов, обеспечивающей необходимый суммарный функционал. Способ оценки: расчет химического и изотопного состава топлива, определение характеристик технологических процессов, моделирование гидродинамических процессов, расчет критических характеристик и интенсивности радиационных полей, взрыво- и пожароопасных показателей.

Результаты. Определены требования к математическим моделям. Предложен подход к расчетной оценке безопасности, базирующийся на организации сквозных расчетов с применением системы моделей и кодов. Показана эффективность разрабатываемой системы для анализа аварийных сценариев и оценки критериев безопасности технологических решений. Проведена оценка дозовой нагрузки на экстрагент, оценка выхода радиолитического водорода на операциях растворения и фракционирования.

Заключение. Подтверждена работоспособность как отдельных кодов, так и предлагаемого подхода к расчетной оценке безопасности в целом. Требуется развитие и аттестация системы математических моделей и кодов, а также последующее применение в обосновании безопасности радиохимических производств. Предложенная система моделей и кодов позволит существенно сократить время и затраты на экспериментальное обоснование.

Ключевые слова: математическое моделирование технологических процессов, система математических моделей, система кодов, радиационная и ядерная безопасность, пожаровзрывобезопасность, радиохимические технологии, замкнутый ядерный топливный цикл, ядерное топливо, переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), вычислительная гидродинамика (CFD), радиолитический водород, центробежный экстрактор, эффективная доза облучения, VIZART, TeDu, БРЕСТ-ОД-300, модельное ОЯТ 3 рис., 1 таб., 12 библиограф. источников.

UDC 51–74;621.039.516.4;004.942
PACS 82.20.Wt

Makeyeva I. R. (Russian Federal Nuclear Center – Zababakhin All-Russia Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk, Russian Federation; South Ural State University (national research university), Chelyabinsk, Russian Federation), Dyrda N. D., Peshkichev I. V. (Russian Federal Nuclear Center – Zababakhin All-Russia Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk, Russian Federation), Shmidt O. V. (“Proryv” JSC, Moscow, Russian Federation). **Review of the system of models and codes for substantiating the safety of radiochemical technologies.** – Atomic Energy, 2025, v. 138, iss. 5, p. 291–298.

Relevance. Within the framework of Russian state nuclear energy development program, new radiochemical production facilities and technologies to close the nuclear fuel cycle are being developed. The need to justify fire, explosion, nuclear, and radiation safety, as well as minimize accident risks at newly established radiochemical facilities for nuclear fuel production and spent nuclear fuel (SNF) reprocessing emphasizes the relevance of developing mathematical models and software tools.

Aim. The aim of the study is to develop a system of mathematical models and codes intended for safety justification of radiochemical technologies in nuclear fuel production and SNF reprocessing, as well as to verify functionality of codes and their system, and the proposed approach.

Material and methods. A computational assessment of nuclear, radiation, fire, and explosion safety of technological processes and equipment in radiochemical production facilities was conducted using a system of mathematical models and codes providing the required total functionality. The assessment method included calculating chemical and isotopic composition, determining process characteristics, simulating hydrodynamic processes, calculating critical characteristics and radiation field intensities, and evaluating fire and explosion hazards.

Results. Requirements for mathematical models were defined. A methodology for computational safety assessment was proposed, based on end-to-end calculations using the model and code system. The efficiency of the developed model and code system to analyze accident scenarios and evaluate safety criteria of technological solutions was demonstrated. Dose load on the solvent and radiolytic hydrogen release during dissolution and fractionation operations were assessed.

Conclusion. The functionality of individual codes and the proposed computational safety assessment approach was confirmed. Further development and certification of the model and code system, as well as its application for safety justification of radiochemical facilities, are required. The proposed system saves time and costs associated with experimental validation.

Keywords: mathematical modeling of technological processes, system of mathematical models, system of codes, radiation and nuclear safety, fire and explosion safety, radiochemical technologies, closed nuclear fuel cycle, nuclear fuel, spent nuclear fuel (SNF) reprocessing, computational fluid dynamics (CFD), radiolytic hydrogen, centrifugal extractor, effective radiation dose, VIZART, TeDu, BREST-OD-300, model SNF

3 Fig., 1 tab., 12 ref.