МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ
УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
«Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
(НИЯУ МИФИ)

ВОЛГА-2026

Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов

Сборник тезисов

Москва 2026

УДК 621.039.5(06)
ББК 31.46
М 43

Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2026»: Сборник тезисов. [Электронный ресурс]. М.: НИЯУ МИФИ, 2026. – 148 с.

Сборник содержит материалы Международной научно-практической конференции молодых специалистов, учёных и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2026», проходившей 31 августа – 4 сентября 2026 г. на базе отдыха НИЯУ МИФИ ЗУСК «Волга» в Тверской области.

В тезисах представлены результаты теоретических, расчётных и экспериментальных исследований в области физики ядерных реакторов, нейтронно-физического и теплогидравлического моделирования, реакторной безопасности и контроля параметров ядерных энергетических установок. Рассматриваются вопросы разработки, верификации и применения программных комплексов, использования методов Монте-Карло, машинного обучения и цифровых технологий для решения задач реакторной физики. Значительное внимание уделено перспективным реакторным установкам, совершенствованию топливных циклов, вовлечению тория и минорных актинидов, замыканию ядерного топливного цикла, радиационным характеристикам материалов.

Сборник предназначен для специалистов научных и отраслевых организаций, преподавателей, аспирантов и студентов, занимающихся исследованиями и разработками в области ядерной энергетики и реакторных технологий. В материалы внесены отдельные редакционно-технические исправления; содержание и основные особенности авторской редакции сохранены.

Ответственные редакторы: М.Ю. Захаров, М.А. Чубаров

Тезисы получены до 16 августа 2026 года.
Материалы издаются в авторской редакции.

ISBN 978-5-7262-3297-3

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2026

Оригинал-макет подготовлен М.Ю. Захаровым

Программный комитет конференции

Асмолов Владимир Григорьевич – советник генерального директора Госкорпорации «Росатом»

Лескин Сергей Терентьевич – профессор Отделения ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ

Садиков Илхам Исмаилович – директор Института ядерной физики при АН Узбекистана

Ковалишин Алексей Анатольевич – заместитель директора по ядерным технологиям НИЦ «Курчатовский институт»

Самохин Дмитрий Сергеевич – доцент кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов (5) НИЯУ МИФИ

Тихомиров Георгий Валентинович – заместитель директора Института ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ

Харитонов Владимир Степанович – доцент кафедры теплофизики (13) НИЯУ МИФИ

Хомяков Юрий Сергеевич – начальник отдела науки АО «Прорыв»

Припачкин Дмитрий Александрович – заведующий кафедрой радиационной физики и безопасности атомных технологий (1) НИЯУ МИФИ

Ташлыков Олег Леонидович – профессор кафедры «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ

Оглавление

Секция 1. Расчетное сопровождение действующих и проектируемых ядерных реакторов 5

Секция 2. Тестовые задачи, коды, базы данных и комплексные расчеты ядерных реакторов 66

Секция 3. Вопросы перехода к замкнутому ядерному топливному циклу ... 108

Секция 4. Смежные вопросы атомной энергетики 126

Секция 1. Расчетное сопровождение действующих и проектируемых ядерных реакторов

Методика проведения расчетов в местах расположения ионизационных камер с использованием алгоритмов неаналогового моделирования Монте-Карло

Воронин И.Д., Ивахин С.В., Плотников Д.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *неаналоговое методелирование Монте-Карло, OpenMC, поверхностный источник, расчет потока, каналы ионизационных камер, ВВЭР-1200*

Прямой перенос нейтронов от активной зоны к каналам ИК в реакторе ВВЭР-1200 практически невозможен из-за многослойной защиты. В результате аналоговое моделирование крайне неэффективно.

Для расчёта такого класса задач методом Монте-Карло применяются методы уменьшения дисперсии, позволяющие искусственно увеличить число частиц в защищённых областях и таким образом обеспечить достаточную статистику для достоверного вычисления потока.

В OpenMC реализован метод MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation) для автоматической генерации весовых окон. MAGIC представляет собой итерационный подход автоматического генерирования весовых окон для метода Монте-Карло. Сначала проводится стандартный расчёт потока нейтронов, после чего на основе полученного распределения строится карта весов для каждой ячейки фазового пространства. Нулевые или малые значения потоков в отдельных ячейках заменяются средними значениями соседних ячеек, что обеспечивает гладкое и непрерывное распределение весов, пригодное для последующих итераций. В следующем шаге расчёт выполняется с использованием полученных весовых окон, а результаты используются для генерации нового набора весов. После нескольких итераций весовые окна стабилизируются, что позволяет получать достоверные оценки распределения нейтронного потока даже в областях с крайне низкой вероятностью попадания частиц.

Основой подхода для решения данной проблемы стал механизм последовательного переноса поверхностных источников (surface source write/read), реализованный в OpenMC. Вместо прямого ресурсозатратного моделирования полных траекторий нейтронов от акта рождения до регистрации, перенос разбивался на серию этапов между промежуточными цилиндрическими поверхностями. На каждой поверхности накапливался новый поверхностный источник, который затем использовался в качестве исходного для следующего этапа расчёта. Такой каскадный перенос позволил существенно сократить потери нейтронов при прохождении через многослойную геометрию. На заключительном этапе расчётов дополнительно применялись весовые окна, сформированные методом MAGIC, что обеспечило эффективное увеличение числа частиц в области расположения каналов ИК и позволило поднять статистику распределения потока тепловых нейтронов.

Литература

1. Девкина Е. В. Особенности проведения расчётов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для ОЯТ: Препринт ФЭИ – 3283. Обнинск, 2018. 20 с.
2. РНЦ «Курчатовский институт». Институт ядерных реакторов. Отделение перспективных ядерно-энергетических систем. Отдел физики ядерных реакторов. Оценка вкладов

периферийных кассет активной зоны реактора ВВЭР-1000/320 энергоблока 1 Калининской АЭС в плотность потока тепловых нейтронов в каналах ионизационных камер. – Москва: РНЦ «Курчатовский институт», 2008.

Предпосылки разработки процедуры восстановления положения ОР СУЗ с использованием исходных данных СВРК для АЭС с реакторами ВВЭР

Семенов С.В., Пинегин А.А., Пекшев А.Н., Вуколова А.-Н.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *эксплуатация, надежность, моделирование, энерговыделение, ВВЭР, СВРК, ОР СУЗ, ДПШ*

АЭС является технически сложным объектом, работа которой в режиме генерации мощности допускается при поддержании большого числа параметров, определяющих физические процессы в оборудовании АЭС, в допустимых пределах. Основным документом, определяющим эксплуатацию АЭС, является технологический регламент эксплуатации (ТРЭ).

Технологический регламент эксплуатации разрабатывается силами эксплуатирующей организации на основании ООБ, проекта АЭС и др., и– согласовывается разработчиками проекта РУ и АС. В ТРЭ определены допустимые режимы работы энергоблока из состава АЭС, уставки срабатывания систем важных для безопасной эксплуатации, систем защиты, а также действия персонала в случае каких-либо нарушений.

Нарушения в работе оборудования или отклонения параметров могут быть как требующие незамедлительных мер, например, остановки энергоблока, так и оказывать слабое влияния на безопасность. В случае слабого влияния на безопасность допускается работа энергоблока определенное количество времени на заранее определенных уровнях мощности, в том числе и номинальной, или же на сниженной мощности, с целью минимизации последствий потенциальных нарушений. К такому типу нарушений, к примеру, относится нарушения в работе системы группового и индивидуального управления ОР СУЗ. В зависимости от типа наблюдаемого нарушения в СГИУ возможны, как ситуации, требующие немедленного останова энергоблока, так и продолжение работы энергоблока на сниженной мощности.

Целью исследования является оценка возможности применения информации поставляемой системой внутриреакторного контроля (СВРК) для моделирования диапазона возможных значений положений органов регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ). Первоначальная постановка задачи заключается в выявлении наиболее информативных функционалов, построенных на основе поля энерговыделения, обладающих максимальной чувствительностью к изменению положения ОР СУЗ.

К основным причинам потери контроля за фактическим положением ОР СУЗ относятся как отказ датчика положения шагового (ДПШ), так и повреждение кабельных линий, обеспечивающих его функционирование. ДПШ обеспечивает измерение положения с высокой точностью, соответствующей одному шагу перемещения, равному 2 см, вследствие чего рассматриваемая задача требует обеспечения высокой точности.

В условиях отклонения положения ОР СУЗ расчетное значение, которое будет транслироваться на видеокадры оперативного персонала управляющего реактором, может расходиться с фактическим вследствие отсутствия данных измерения реального положения и использования допущений, например о сохранении прежнего уровня погружения. В этом случае значения поставляемые на видеокадры нельзя считать достоверными, потому при решении рассматриваемой задачи требуется опираться на непосредственные показания — сигналы датчика прямой зарядки (ДПЗ). Однако в реакторах типа ВВЭР-1000, эксплуатируемых в России, ДПЗ размещены не во всех кассетах и не установлены в кассетах, содержащих ОР СУЗ. Следовательно, изменение положения ОР СУЗ может быть установлено

только по косвенным данным, формируемым ДПЗ, расположенными в топливных сборках (ТВС), исключающих ту, в которой нарушен контроль за положением ОР СУЗ.

При этом, на основе косвенных показаний возможно прогнозирование положения ОР СУЗ с определенной вероятность. При этом, по данным из доступных источников, имеются ь свидетельства об эффективном применении СВРК российского исполнения для диагностики значимых отклонений поля энерговыделения, включая, в частности, падения отдельных ОР СУЗ [1].

В данной работе для количественной реализации такой оценки целесообразно использовать метод Байеса, являющийся апробированным инструментом при решении прикладных задач в области физики ядерных реакторов [2].

$$\vec{u}_b = (\mathrm{A}^{\mathrm{T}}\Omega^{-1}\mathrm{A} + \mathrm{K}_{\mathrm{a}}^{-1})^{-1}\left(A^T\Omega^{-1}\vec{f} + K_a^{-1}\overrightarrow{u_0}\right), \quad (1)$$

Предлагаемый метод характеризуется относительной простотой реализации и обеспечивает возможность использования априорной информации, например о допустимых диапазонах неопределенностей параметров, включая (в частности) возможные значения положения органов регулирования (ОР) СУЗ.

Исследование выполнялось с использованием программы для ЭВМ NOSTRA и заключалось в моделировании ряда стационарных состояний без учета влияния процессов накопления ксенона с различными значениями погружения ОР СУЗ. По итогам проведенных расчетов сделан вывод о целесообразности продолжения исследований и обоснована необходимость перехода к более адекватным (реалистичным) моделям, учитывающим особенности реализации СВРК и физических явлений.

Литература

1. Алыев Р.Р., Лескин С.Т. Программный комплекс анализа состояния СВРК и представления информации о состоянии активной зоны реактора ВВЭР-1000 «КАРУНД» // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012. №1. С.42–50.
2. Pinegin A.A., Gomozov K.I., Semenov S.V. and Shcheglov A.S. Assessment of the VVER-1200 reactivity coefficients on the basis of the data measured at the energy power levels // Kerntechnik. 2020. Т. 85, № 4. С. 1–10.

Повышение маневренной гибкости реакторов ВВЭР

Рябов Г.А., Увакин М.А., Николаев А.Л.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *моделирование динамических процессов, маневренные режимы, серые стержни, алгоритмы управления*

Современные требования, рост доли возобновляемых источников энергии и экономические факторы ставят перед АЭС задачу несения маневренной нагрузки. Поддержание баланса между потребляемой и производимой энергией является важным инструментом в обеспечении стабильности и эффективности современных энергосистем.

Задача маневрирования реакторной установкой (РУ) заключается в управлении интегральной мощностью реактора в соответствии с требуемой нагрузкой и в сохранении локального энерговыделения в установленных пределах, обусловленных условиями работоспособности топлива. Развитие маневренных характеристик направлено на увеличение гибкости АЭС в части увеличения диапазонов изменения мощности реактора, продолжительности работы на промежуточном уровне мощности, повышения скорости изменения нагрузки в различных состояниях, а также минимизации операций водообмена.

Регулярная работа РУ в режимах следования за нагрузкой требует автоматизации динамического процесса, а также развития систем предиктивной поддержки оператора, с целью

исключения возможных ошибок, вызванных человеческим фактором. На сегодняшний день накоплен значительный международный опыт по реализации на АЭС режимов маневрирования в том числе и на с РУ с ВВЭР. Тем не менее, существует ряд технических вопросов, условий и ограничений, которые требуют изменения подходов к обеспечению и обоснованию безопасной эксплуатации в режимах с изменением нагрузки.

В работе исследуются инженерные решения, направленные на выполнение современных требований к гибкости РУ ВВЭР, и их влияние на безопасную работу АЭС. С применением программных комплексов КОРСАР/ГП и САПФИР&RC.ВВЭР на примере модели ВВЭР-1200 представлены результаты моделирования режимов суточного маневрирования с использованием серых групп органов управления и различных стратегий управления.

Численное моделирование полей ионизирующего излучения и оценка мощности дозы над БВ ОЯТ РБМК

Базулин И.А.[1,2], Федосов А.М.[1]

[1] *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

[2] *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

Ключевые слова: *РБМК, бассейн выдержки, мощность дозы, снижение уровня воды*

После облучения в активной зоне реакторов РБМК отработавшие тепловыделяющие сборки размещаются в прореакторном бассейне выдержки. При нормальном уровне воды слой над топливом составляет более 8 м и практически полностью исключает влияние излучения на мощность дозы над крышками бассейна. Снижение уровня воды, вплоть до полного обезвоживания, рассматривается в качестве одного из исходных событий проектных и запроектных аварий. Цель работы — расчётный анализ радиационных полей и мощностей доз над бассейном выдержки в нормальных условиях, при технологической операции отделения подвески, а также при ступенчатом снижении уровня воды.

Расчёты выполнены методом характеристик по детерминистической программе CHARM [1] для трёхмерного фрагмента одного отсека бассейна выдержки с учётом бетонных стен, двутавровых балок щелевого перекрытия, стальных крышек и транспортного каньона. Моделировалось 28 тепловыделяющих сборок с уран-эрбиевым топливом обогащением 2,8 % по урану-235, средним выгоранием 30 МВт·сут/кг и временем выдержки 2 года. Источники гамма-излучения и нейтронов спонтанного деления рассчитывались по программе CHAIN [2] с учётом аксиального профиля выгорания. Дополнительно учитывались наведённая активность штанг, где основной вклад даёт кобальт-60 и в меньшей степени марганец-54, поверхностное загрязнение штанг кобальтом-60, а также объёмная активность долгоживущих радионуклидов в воде бассейна на уровне эксплуатационного предела.

При анализе процедуры отделения подвески установлено, что в штатном положении топливной сборки мощность эквивалентной дозы вблизи штанги на высоте 1 м от крышек не превышает примерно 1,7 мЗв/ч для топлива с выдержкой 15 суток. Дополнительный ошибочный подъём сборки на 30 см до срабатывания концевого выключателя приводит к росту мощности дозы в 2–2,5 раза из-за уменьшения водной защиты над топливом и неравномерного распределения наведённой активности по высоте штанги.

Исследование зависимости мощности дозы от уровня воды выявило резко нелинейный, ступенчатый характер. При нормальном заполнении мощность дозы составляет сотые доли мкЗв/ч. По мере оголения штанги, особенно её нижней части с повышенной концентрацией кобальта-60, наблюдается резкий рост дозы. При приближении уровня воды к верху топлива градиент мощности дозы достигает почти трёх порядков. Дальнейшее оголение топливной части сопровождается замедлением роста дозы за счёт самоэкранировки сборок,

при этом определяющий вклад даёт верхний пучок твэлов. При полном обезвоживании бассейна максимальная мощность эквивалентной дозы достигает примерно 5,9 Зв/ч, что на пять порядков выше исходного уровня.

Конструкция щелевого перекрытия формирует существенно неравномерное поле излучения. Максимумы мощности дозы локализованы над транспортным каньоном и над серединой промежутков между балками, где защита представлена лишь тонкой стальной крышкой. Над балками перекрытия доза значительно ниже. С удалением от крышек от 10 см до 1 м неравномерность сглаживается за счёт рассеяния в воздухе.

Вклад нейтронов спонтанного деления, основной источник которых — кюрий-244, в мощность эквивалентной дозы при обезвоженном бассейне составляет около 0,5 мЗв/ч над крышками, что на четыре порядка уступает гамма-излучению и практически не влияет на общую радиационную обстановку.

Таким образом, программа CHARM позволила детально воспроизвести поля гамма-излучения и нейтронов в сложной трёхмерной геометрии бассейна выдержки и количественно оценить дозовые нагрузки на персонал при штатных и аварийных режимах. Результаты демонстрируют, что полное осушение бассейна исключает возможность долговременного пребывания в центральном зале. Основными факторами, формирующими мощность дозы, являются уровень воды, аксиальное распределение активности в штангах и экранирующие свойства верхнего перекрытия бассейна.

Литература

1. Базулин И.А. Модификация программы CHARM для моделирования переноса γ-излучения с анизотропным источником рассеяния // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2025. № 2. С. 12–19.
2. RU 2019614450 01005, 2019

Проблемные вопросы измерения нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000

Прохоров И.А., Моисеев И.Ф., Дружинин В.Е.

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

Ключевые слова: *реактивность, паровой коэффициент реактивности, графит, измерения НФХ*

Особенности эксплуатации реакторов РБМК-1000 при продлении срока эксплуатации, связанные с работами по учёту ресурсных характеристик графитовой кладки (УРХ ГК), массовыми перегрузками ядерного топлива при проведении ремонтно-восстановительных работ, переходом на подпитку ядерным топливом с пониженным содержанием эрбия повышают требования к качеству и достоверности результатов измерений нейтронно-физических характеристик (НФХ) реактора, которые выполняются с использованием аттестованных методик измерений:

- МТ 1.1.4.02.002.2229-2024 «Измерения технологических параметров реактора РБМК-1000 на энергетических уровнях мощности при возмущениях расхода питательной воды и перемещении стержней СУЗ и вычисление парового и быстрого мощностного коэффициентов реактивности»;
- МТ 1.1.4.02.002.2231-2024 «Измерения реактивности реактора РБМК-1000 на физических и энергетических уровнях мощности и вычисление нейтронно-физических характеристик на основе результатов измерений реактивности»;
- МТ 1.1.4.02.002.2232-2024 «Измерения параметров реактора РБМК-1000 на энергетических уровнях мощности при возмущениях температуры графитовой кладки и вычисление коэффициента реактивности по температуре графита».

В докладе рассмотрены некоторые проблемные вопросы выполнения измерений НФХ на АЭС с РБМК, возникшие на основании опыта использования методик:

- исключение поправки на «пространственные эффекты» в измерениях реактивности;
- отсутствие аттестованных методик выполнения измерений реактивности на энергетическом уровне мощности с использованием внереакторных датчиков;
- уточнение длительности работы реактора на сниженном уровне мощности перед измерениями для определения парового коэффициента реактивности (ПКР) и коэффициента реактивности по температуре графита (КРТГ);
- внедрение усовершенствованного метода обработки результатов измерений для определения ПКР;
- уточнение диапазона значений ПКР;
- периодичность выполнения измерений для определения КРТГ.

Измерения теплопроводности ТЖМТ методом импульсного нагрева

Сантана Сантана М.А., Круглов А.Б.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *тяжелый жидкометаллический теплоноситель, погрешность измерений теплопроводности, импульсный лазерный нагрев, теплопроводность свинца, эвтектика свинец-висмут, висмут*

Для обоснования теплогидравлических характеристик инновационных быстрых реакторов, теплоносителями которых являются тяжелые жидкометаллические теплоносители (ТЖМТ) - свинец и эвтектика свинец-висмут (LBE), а также анализа их безопасности необходима достоверная информация о теплопроводности этих теплоносителей.

Экспериментальные данные по теплопроводности свинца и LBE, полученные в последнее время с использованием современного метода импульсного лазерного нагрева [1-3] отличаются от рекомендаций, полученные в результате анализа и обобщения работ предыдущих исследований [4].

Особенностью измерений теплопроводности ТЖМТ является отсутствие эталона теплопроводности (температуропроводности) в актуальном интервале температур (300 - 1000 °C) эксплуатации ТЖМТ в ЯЭУ. Следовательно, достоверность результатов измерений и их погрешность любым из использованных методов можно установить только на основании детального анализа погрешности измерений используемой методики и тестирования в экспериментах близко моделирующих условия работы с ТЖМТ.

В докладе представлены результаты анализа погрешности измерений теплопроводности ТЖМТ и тестирования методики обработки результатов импульсных экспериментов, разработанной в НИЯУ МИФИ.

Представлены результаты измерений теплопроводности расплавов свинца, LBE и висмута по разработанной методике, проведено сравнение полученных данных с данными, полученными в работах ИТ СО РАН [1,2], рекомендациями работы [4].

Литература

1. Савченко И.В. Экспериментальное исследование теплопроводности и температуропроводности расплавов легкоплавких металлов и сплавов методом лазерной вспышки. Дис. канд. физ.-мат. наук. Новосибирск, 2011. 128 с.

2. Agazhanov A.Sh., Stankus S.V., Savchenko I.V., Samoshkin D.A. Thermal conductivity of lead and bismuth-lead eutectic melts up to 1300 K // Nuclear Engineering and Design. 2024. Т. 423 113166.

3. Круглов А.Б., Харитонов В.С. Теплофизические свойства жидкометаллических теплоносителей быстрых реакторов – обзор экспериментальных данных // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2026. № 2. С. 320-335.

4. Sobolev V. Database of thermophysical properties of liquid metal coolants for GEN-IV. 2010.

Моделирование токообразования в выгоревшем родиевом ДПЗ по программе MCU

Курченков А.Ю., Никулин М.Ю., Расчетнова М.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *Метод Монте-Карло, MCU, выгорание, эмиттер ДПЗ, электронно-фотонный каскад, вероятность вылета электрона*

В настоящее время расчеты показаний ДПЗ СВРК ВВЭР методом Монте-Карло проводятся в два этапа. На первом этапе решается электронно-фотонная задача, в которой вычисляются вероятности вылета электронов из слоев эмиттера ДПЗ при поглощении в них нейтрона. Расчеты вероятностей вылета электронов проводятся для свежего (не выгоревшего) эмиттера ДПЗ с заданными спектрами электронов и фотонов, соответствующими поглощению одного теплового нейтрона ядром ^{103}Rh. На втором этапе решается нейтронная задача, в которой определяется скорость реакции поглощения нейтронов в различных слоях эмиттера ДПЗ. В расчетах тока ДПЗ методом Монте-Карло предполагается, что вероятность вылета электронов не зависит от выгорания эмиттера.

В данной работе проводится оценка влияния выгорания эмиттера ДПЗ на электронно-фотонную часть существующей модели токообразования. Моделирование выгорания выполнялось за счет замены родия во внешних слоях эмиттера на палладий, который образуется в эмиттере ДПЗ при его выгорании в ходе реакции β-распада ядер ^{103}Rh. Таким образом, для программы MCU были разработаны файлы исходных данных с различным содержанием ядер палладия в равнообъемных зонах эмиттера ДПЗ. Для каждой разработанной модели был посчитан набор из 11-и вероятностей электронам вылететь из соответствующей зоны эмиттера и внести вклад в образование электрического сигнала. Всего использовалось 6 моделей: одна со свежим эмиттером, а также пять моделей, в которых каждая последующая зона, начиная с внешней, заменялась на полностью состоящую из палладия. При этом источники электронов и фотонов в таких зонах оставались неизменными и характерными для поглощения теплового нейтрона ядрами ^{103}Rh.

Результаты показали, что отклонение в вероятности вылета электрона растет по модулю с увеличением количества зон, заполненных палладием, а также то, что наибольшее влияние оказывается на вероятности вылета электронов из внутренних зон эмиттера. При этом наибольшее по модулю отклонение вероятности вылета электрона, наблюдаемое при замене пяти зон на палладиевые, не превышает 1,3%. Отклонение вероятности вылета электрона для наружных зон не превышает 0,5%.

Таким образом, было проведено моделирование переноса фотонов и электронов в модели выгоревшего эмиттера ДПЗ. Анализ результатов показал, что влияние выгорания родия в эмиттере ДПЗ с переходом его в палладий на вероятности вылета электронов несущественно и принятая ранее модель разделения нейтронного и электронно-фотонного расчета для определения тока выгорающего ДПЗ корректна.

Возможность применения эрбия в качестве чувствительного элемента ДПЗ

Федотов А.С., Базулин И.А., Гольцев А.О.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *детектор прямого заряда, внутриреакторный детектор, выгорание, OpenMC, MCNP, РБМК-1000.*

Контроль полей энерговыделения в активной зоне является неотъемлемой частью систем внутриреакторного контроля (СВРК) эксплуатируемых реакторных установок (РУ). Для этого применяются нейтронные детекторы прямого заряда (ДПЗ). Численное моделирование работы этих детекторов становится всё более актуальным, так как появляются новые проекты РУ и модернизируются старые.

В РУ типа РБМК-1000 на данный момент применяются ДПЗ (в профильной литературе используется термин внутриреакторный детектор - ВРД) мгновенного отклика с эмиттером из окиси гафния. Данный тип детекторов незаслуженно не получил распространения в отечественной практике, хотя имеет некоторые преимущества перед классическими активационными ДПЗ и часто применяется в зарубежных РУ. Главный недостаток данного типа ДПЗ это ощутимый вклад реакторного гамма-излучения в сигнале из-за низкой нейтронной чувствительности (по сравнению с инерционными ДПЗ). Существует ряд подходов для работы с этим недостатком, но в рамках настоящей работы предлагается рассмотреть альтернативные материалы для чувствительного элемента (эмиттера) ДПЗ.

В качестве материала эмиттера для детектора мгновенного отклика можно использовать большой список элементов, но предлагается сравнить гафний с эрбием и гадолинием. Для анализа чувствительности детекторов из рассматриваемых моделей была создана двухступенчатая расчетная модель. Сначала в программе OpenMC оценивались спектры нейтронов и гамма-квантов в месте установки ВРД (центральная полая труба ТВС) и далее уже токовые характеристики с учетом полученных спектров оценивались в программе MCNP. Помимо изучения порошковых оксидов предложенных материалов рассматривались и эмиттеры в металлической форме. Также оценивалось выгорание эмиттера и изменение чувствительности в процессе работы детектора в активной зоне по связке программ OpenMC и CHAIN. Для верификации модели выгорания было произведено сравнение с экспериментальными эксплуатационными данными по изменению чувствительности штатного гафниевого ВРД и получено отличное совпадение.

Полученные результаты говорят о том, что каждый из рассмотренных материалов имеет преимущества и недостатки. Эмиттер из гадолиния имеет самую высокую чувствительность, но очень быстро и неравномерно выгорает. Нейтронная чувствительность эрбиевого эмиттера выше, чем у гафниевого, но темп его выгорания больше. При этом эрбий дешевле гафния и имеет значительно более низкий вклад в сигнал от эпитепловых нейтронов. Таким образом, эрбий имеет высокий потенциал для применения в качестве материала эмиттера детектора мгновенного отклика.

Оценка влияния использования различных библиотек оцененных ядерных данных на нейтронно-физические характеристики ядерной энергетической установки малой мощности

Алисеенко А.В., Белкин А.В., Кривошеин И.Н., Харченко М.О., Ячменев П.И.

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

Ключевые слова: *оцененные нейтронные данные, NJOY, нейтронно-физические характеристики, Монте-Карло, эффект реактивности, константная погрешность*

В настоящее время наблюдается стабильный рост интереса к освоению труднодоступных территорий. Для выполнения такой задачи необходимо создать энергоустановки, способные обеспечивать длительное и стабильное энергоснабжение. В этом контексте особую значимость приобретают ядерные энергетические установки, обладающие высокой эффективностью и компактностью по сравнению с традиционными источниками энергии.

Одной из главных задач, определяющих облик реакторной установки, является задача разработки активной зоны и её расчётное обоснование. Нейтронно-физические характеристики активной зоны определяются с погрешностью, которую можно условно разделить на статистическую, систематическую и обусловленную неопределенностью ядерных данных.

Данная работа посвящена изучению константной погрешности нейтронно-физических характеристик ЯЭУ малой мощности.

В рамках исследования проблемы были построены расчетные модели реактора малой мощности, представленного в бенчмарке (HEU-COMP-MIXED-003) [1], в различных конфигурациях состояния активной зоны и в различных температурных диапазонах. Расчеты праведны с использованием программного комплекса MCU-NR, который позволяет выполнять прецизионные нейтронно-физические расчеты методом Монте-Карло с решением газо-кинетического уравнения переноса нейтронов и непрерывным описанием спектра нейтронов., что позволяет использовать минимальное число приближений при моделировании. Благодаря этому и большому числу промоделированных историй можно утверждать, что наибольшее отклонение в значение эффективного коэффициента размножения нейтронов вносит именно библиотека оцененных ядерных данных, на основе которой были подготовлены нейтронно-физические константы для расчета.

В качестве библиотек оцененных ядерных данных были использованы ENDF/B-VII.1, ENDF\B-VIII.0, ENDF\B-VII.1, BROND-3.1, CENDL-3.2, JENDL-4.0, ROSFOND-2010, ENDF/B-VI.8, JEFF-3.3 и JENDL-5.0. Подготовка констант проводилась с использованием программного комплекса NJOY.

В рамках исследования проведены расчёты коэффициента размножения нейтронов, эффектов реактивности, эффективности органов регулирования реактивности. Проведен анализ полученных результатов и сделан вывод о вкладе константной погрешности в результаты нейтронно-физического расчета ядерной энергетической установки малой мощности.

Литература

1. Kurchatov Institute. Intermediate heterogeneous assembly with highly enriched uranium dioxide (96% ^{235}U) and zirconium hydride moderator: HEU-COMP-MIXED-003 // International Hand-book of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. ICSBEP Handbook. 2024 Edition. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2025.

Развитие программы THERMALPOWER 2007 для расчета теплогидравлических параметров РУ с ВВЭР совместно с программами серии БИПР

Галиев А.А., Крюков С.А., Егоров В.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *теплогидравлический расчет, реакторная установка, активная зона, маневренные режимы, минимальный DNBR, максимальная температура топлива.*

Программа THERMALPOWER 2007 предназначена для проектных и эксплуатационных расчетов теплогидравлических параметров активной зоны и реакторной установки (РУ) с ВВЭР в связке со стационарными крупносеточными нейтронно-физическими кодами серии БИПР [1]. Расчеты выполняются для стационарных и квазистационарных режимов, в том числе с учетом возможного поверхностного кипения теплоносителя в тепловыделяющей сборке (ТВС). Первичная аттестация программы выполнена в НТЦ ЯРБ в 2011 г.

В настоящей работе были поставлены две основные задачи:

1. Подготовить необходимые материалы для переоформления аттестационного паспорта, обусловленного истечением срока его действия.
2. Разработать новую версию программы для проведения многовариантных расчетов с целью выбора определяющих состояний (в частности, в маневренных режимах) с последующим возможным их анализом по более детализированным кодам.

В рамках первой задачи была проведена кросс-верификация THERMALPOWER 2007 с программами ТИГР-1.1 [2] и SC-INT [3], имеющими действующие аттестационные паспорта, а также выполнена оценка погрешностей и неопределенностей результирующих параметров программы, обусловленных неполнотой знаний об исходных данных. Анализ неопределенностей выполнен на примере эксперимента по возбуждению «свободных» аксиальных ксеноновых колебаний на РУ с ВВЭР-1000. По верхним и нижним границам расчетных значений получены максимальные отклонения от результатов номинального расчета. Отклонения по некоторым параметрам представлены в таблице 1. По результатам экспертизы НТЦ ЯРБ доработанного верификационного отчета аттестационный паспорт переоформлен в 2025 г.

Таблица 1 – Максимальные отклонения по результатам анализа неопределенностей

Результирующий параметр	Максимальное отклонение
Расход теплоносителя через активную зону	2,4 %
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны	1,7 °C
Минимальный коэффициент запаса до кризиса теплоотдачи (DNBR)	8,6 %

В рамках второй задачи в новой версии THERMALPOWER 2007 (версия 1.1) реализован ряд дополнений, в частности: расчет мощности горячего канала (ГК) по табличным зависимостям максимальной относительной (Kr) и/или линейной (Ql) мощности твэла от мощности реактора; комбинирование корреляций критического теплового потока ОКБ «Гидропресс» и НИКИЭТ [4]; расчет расхода через ГК с учетом конвективных перетоков в остальную часть ТВС в изобарном приближении; вспомогательные модули для многовариантных расчетов и постобработки.

С помощью новой версии программы выполнены многовариантные расчеты маневренного режима стационарной загрузки 18-месячного топливного цикла ВВЭР-1200 при разгрузке энергоблока до 50 % электрической мощности. Каждой кривой на рисунке 1 соответствует изменение минимального DNBR в ходе единичного маневренного режима в различные моменты кампании (шаг – 20 эффективных суток, консервативное состояние выделено красным цветом).

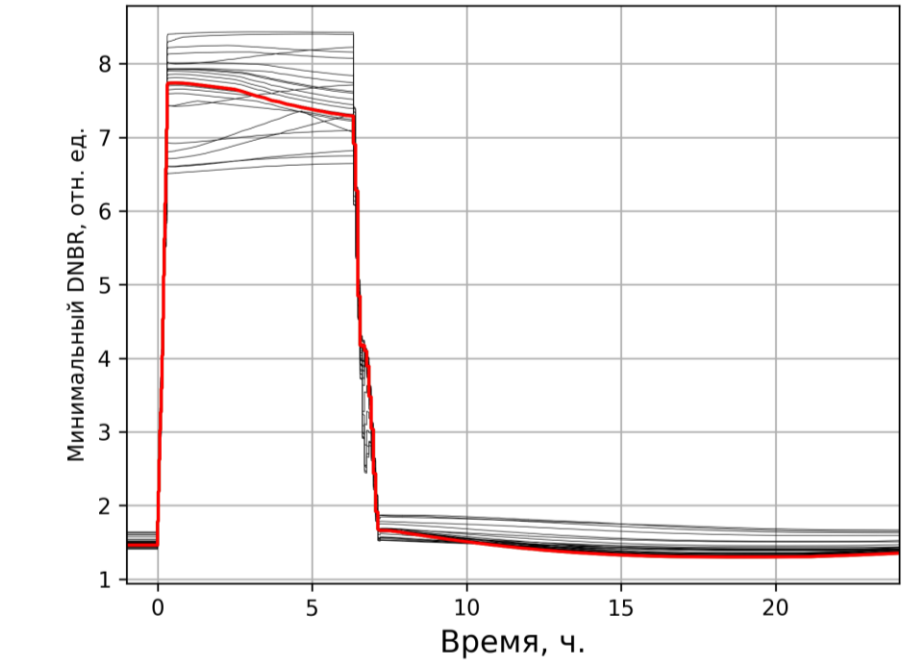


Рис. 1. Минимальный DNBR в ходе маневренного режима

Таким образом, связка программ THERMALPOWER 2007 + БИПР-8 позволяет определять наиболее консервативные моменты кампании по определяющим критериальным параметрам (максимальная температура топлива, оболочки твэл и минимальный DNBR) в ходе маневренного режима, что расширяет возможности применимости программы в практике инженерных расчетов РУ с ВВЭР.

Литература

1. Лизоркин М.П. Двухгрупповое редкосеточное нодальное уравнение баланса нейтронов программы БИПР-8 // Атомная энергия. 2008. Т. 105. № 1. С. 8–14.

2. Крюков С.А., Лизоркин М.П. Использование программного комплекса ТИГР-1 для моделирования переходных и маневренных режимов энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 // Сборник докладов семинара «Методики и программы полномасштабного моделирования динамики АЭС и ТЭС». М: ФГУП «Атомэнергопроект», 2004.

3. Вертиков Е.А., Запоржин К.В., Олексюк Д.А. и др. Модернизация субканальной теплогидравлической программы SC-INT // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2025. № 4. С. 29–43.

4. Галиев А.А., Гордиенко П.В., Шумский Б.Е. и др. Метод комбинирования корреляций критического теплового потока ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и НИКИЭТ для расчёта минимального запаса до кризиса теплообмена в реактивностных авариях (RIA) РУ с ВВЭР // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2025. № 2. С. 20–33.

Комбинированный алгоритм моделирования выгорания поглотителей в нейтронно-физических расчётах методом Монте-Карло

Бикеев А.С., Калугин М.А., Пименова Д.А., Шкаровский Д.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *MCU, Монте-Карло, выгорание, нуклидная кинетика, комбинированный алгоритм, выгорающий поглотитель, гадолиний, ускорение расчёта*

В процессе расчёта выгорания активных зон, содержащих внетопливные выгорающие поглотители с очень большими микроскопическими сечениями поглощения нейтронов (гадолиний, бор, гафний и др.), наблюдается выраженный эффект пространственной и резонансной самоэкранировки. Он приводит к крайне неоднородному выгоранию поглотителя – от периферии к центру стержня или таблетки.

Для адекватного описания этого процесса при использовании стандартного алгоритма выгорания приходится существенно уменьшать временной шаг и значительно увеличивать число радиальных зон разбиения поглотителя. Это приводит к многократному росту времени моделирования, что особенно критично при решении уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло в полномасштабных моделях активных зон.

В работе приведено описание комбинированного алгоритма расчёта выгорания, основанного на раздельном расчёте изменения нуклидного состава топлива и поглотителя. Нуклидный состав топлива рассчитывается в модуле выгорания, тогда как изменение концентраций нуклидов поглотителя моделируется непосредственно на этапе решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло – через учёт каждого акта поглощения нейтрона.

Алгоритм реализован в виде нового подмодуля BRGYMS в составе программы MCU, что устраняет необходимость использования специализированных версий кода и дополнительных входных файлов. Программа MCU предназначена для решения уравнений переноса нейтронов, фотонов и заряженных частиц в трёхмерных системах аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло. Подмодуль BRGYMS обеспечивает контроль корректности входных данных, выполняет оценку эффективной энергии и числа нейтронов на одно деление на каждом шаге расчёта, позволяет моделировать режимы работы на переменной мощности и поддерживает применение весовых методов Монте-Карло с индивидуальной ценностью нейтронов для различных материалов.

В BRGYMS реализованы две расчётные схемы: с одним и с двумя этапами решения уравнения переноса нейтронов в пределах одного временного шага.

Для тестирования и апробации метода разработана модельная задача выгорания шестигранной полиячейки с центральным гадолиниевым стержнем, разбитым на 80 кольцевых зон. Проведена серия расчётов с различными шагами по времени как с использованием стандартного алгоритма, так и комбинированного метода.

Показано, что при шаге 1 МВт·сут/кгТМ использование комбинированного алгоритма с двухэтапной схемой обеспечивает совпадение результатов по эффективному коэффициенту размножения нейтронов с реперным расчётом в пределах статистической погрешности при сокращении общего времени моделирования примерно в пять раз. При шаге 4 МВт·сут/кгТМ время моделирования уменьшается приблизительно в двадцать раз при незначительном росте отклонений результатов. Одноэтапная схема даёт ещё большее ускорение, но сопровождается некоторым увеличением методической погрешности, поэтому её целесообразно использовать для экспресс-оценок нейтронно-физических характеристик рассматриваемых систем.

Применение программы MCU с подмодулем BRGYMS позволяет существенно повысить эффективность расчётов выгорания систем с внетопливными поглотителями без потери требуемой точности. В настоящее время данный инструмент успешно используется для моделирования выгорания активных зон транспортных реакторов.

Сравнительный анализ методов подготовки макроконстант для расчетов реактора БРЕСТ-ОД-300

Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Баловнев А.В., Попов М.И.

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

Ключевые слова: *многогрупповая библиотека, макроконстанты, реакторная установка БРЕСТ-ОД-300, полиномы, нейросети*

Для нейтронно-физических расчётов реактора БРЕСТ-ОД-300 требуется подготовка многогрупповых макроконстант в зависимости от температуры топлива, плотности теплоносителя, выгорания и стартового нуклидного состава. Увеличение числа параметров состояния приводит к росту объёма предварительных расчётов, поэтому актуальной задачей является разработка оптимальных способов подготовки константного обеспечения в условиях ограниченности времени и вычислительных мощностей.

Цель работы – сравнительный анализ различных методов подготовки макроконстант, основанных на полиномиальной и нейросетевой моделях, а также исследование влияния параметров полиномиальной модели и нейронной сети на точность получаемой библиотеки.

Исходные данные сформированы для пяти типов элементарных ячеек реактора: ТВС центральной и периферийной зон, ячеек с рабочими органами СУЗ с карбидом бора и титанатом диспрозия, а также ячейки с выведенным поглотителем. В качестве входных параметров использовались температуры топлива и теплоносителя и характеристики нуклидного состава, представленные в виде нормированных долей делящихся изотопов, минорных актинидов, сырьевых нуклидов и продуктов деления.

Полиномиальный метод основан на аппроксимации зависимостей макроконстант полиномом с применением Ridge-регуляризации. Нейросетевой метод реализован на основе полносвязной сети. Для каждого метода проведено исследование зависимости точности от объема обучающей выборки, способа нормировки входных параметров, способа подготовки моделей.

В настоящей работе верификация выполнена на расширенном наборе интегральных тестов. Для множества состояний ячеек и моделей активной зоны сравнивались значения эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученные с эталонными и аппроксимированными константами. Это позволило оценить не только локальную точность подготовки отдельных сечений, но и влияние ошибок библиотеки на конечный результат по интегральным характеристикам.

Проведённое исследование показало, что эффективность метода определяется не только типом аппроксимирующей модели, но и выбором её параметров и способом формирования выборок. А также получено оптимальное значение числа исходных состояний.

Расчёты уран-водных систем в ПК MNT-CUDA

Аряпов И.Р., Варфоломеева В.А., Иванов И.Е., Ленских А.Н., Щукин Н.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронно-физический расчет, групповое приближение, метод Монте-Карло, MNT-CUDA, водо-водяные реакторы, уран-водные системы*

Новый универсальный инженерный программный комплекс (ПК) MNT-CUDA 3.0 предназначен для расчёта нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов различного типа методом Монте-Карло в сложных геометриях в многогрупповом приближении. Он ориентирован на инженерные расчёты повышенной точности с использованием параллельных вычислений на графических процессорах, что обеспечивает высокое быстродействие детального моделирования переноса [1].

Программный комплекс может быть использован для проектных и эксплуатационных расчётов перспективных водо-водяных реакторов. Настоящая работа посвящена обоснованию применимости ПК к расчету уран-водных систем.

Реализация многогруппового метода Монте-Карло требует разработки корректных и эффективных методик учета пространственно-энергетической резонансной блокировки нейтронных сечений. Данная проблема решается разработкой библиотеки поправок сечения разбавления в зависимости от уран-водного отношения, температур материалов и прочих параметров [2].

Ранее для апробации программы на расчет уран-водных систем рассматривались различные периодические решётки: ячейки водо-водяных реакторов типа ВВЭР [3] и полномасштабные сборки ZR-6 [4]. В данной работе приводятся результаты расчётов бенчмарка NuScale [5], представляющего собой вариант стартовой загрузки водо-водяного реактора малой мощности с топливом обогащением от 1.5 до 4.55%, борным регулированием и ТВЭГами. Результаты включают значения Кэфф в горячем неотравленном состоянии, веса стержней и поТВЭЛьные распределения энерговыделения.

В работе изложены подходы к описанию сложных уран-водных систем в рамках языка MNT-CUDA, в том числе для моделирования потвэльных распределений, а также элементов конструкции за пределами активной зоны и моделирования наведённой активности на корпус реактора ВВЭР-440. Также рассматривается простой для пользователя метод задания регулярных сеток из шестигранников на примере реактора ЕЦ-10 [6].

Литература

1. Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., и др. Итоги разработки и валидации универсального инженерного программного комплекса MNT-CUDA 3.0 для моделирования переноса нейтронов групповым методом Монте-Карло на GPU // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики и теплофизика реакторов нового поколения. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2026.
2. Андрианова О.Н., Бычков С.А., Варфоломеева В.А. и др. Учет гетерогенных эффектов при подготовке многогрупповых констант для расчетов реакторов методом Монте-Карло по программе MNT-CUDA // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2024.
3. Варфоломеева В.А., Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А. Верификационные исследования программы MNT-CUDA на водо-водяных и быстрых системах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 5. С. 75–84.
4. Варфоломеева В.А., Иванов И.Е., Андрианова О.Н. и др. Расчёт полномасштабных сборок ZR-6 и БФС-49/1А по программе MNT-CUDA 3.0 // Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2024» М.: НИЯУ МИФИ, 2024.
5. Fridman E., Bilodid Y., Valtavirta V. Definition of the neutronics benchmark of the NuScale-like core // Nuclear Engineering and Technology 2023, T. 55 C. 3639-3647 DOI: https://doi.org/10.1016/j.net.2023.06.029
6. Ленских А.Н., Щукин Н.В., Аряпов И.Р. Нейтронно-физический расчет реакторной установки с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя для атомной станции малой мощности. // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики и теплофизика реакторов нового поколения. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2026.

Некоторые результаты расчетно-экспериментального исследования спектральных индексов в критических сборках с полиэтиленом, моделирующих реактор ВВЭР-С

Внуков Р.А.[1], Лапин А.С.[1], Андрианова Е.А.[1], Каширина В.Е.[1], Кузенкова Д.С.[1], Невиница В.А.[1], Бландинский В.Ю.[1], Фомиченко П.А.[1], Осипов А.М.[1], Михайлов Г.М.[2], Шагинян Р.А.[2], Жуков А.М.[2], Бедняков С.М.[2], Изотов В.В.[2], Фурманов В.М.[2], Прищепа В.В.[2], Гурская О.С.[2], Елисеев В.А.[2], Гулевич А.В.[2], Радостин А.Ф.[3], Рыкунов Д.В.[3]

[1] Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

[2] Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

[3] Акционерное общество «ТВЭЛ», Москва, Россия

Ключевые слова: *спектральные индексы, отношения скоростей деления, критическая сборка БФС-123, стенд БФС-1, ВВЭР-С, МОКС-топливо*

В работе рассматриваются аспекты обеспечения представительности нейтронно-физического эксперимента применительно к моделированию на стенде БФС-1 реактора ВВЭР-С со спектральным регулированием и загрузкой МОКС-топливом. Одним из традиционных способов контроля спектра нейтронов в реакторе или в критической сборке, а также индикатором соответствия результатов расчета условиям измерений является измерение спектральных индексов, которые представляли две группы функционалов: отношений скоростей реакций деления и отношение скоростей реакций захвата к скорости реакции деления (отношение средних сечений деления и отношения сечений захвата к делению).

В ходе настоящего исследования был выполнен расчетный анализ экспериментов по измерению спектральных индексов в серии критических сборок БФС-123-1…БФС-123-4 в которых моделировались нейтронно-физические особенности реактора ВВЭР-С с уран-плутониевым топливом и изменяемым соотношением топлива и замедлителя.

Измерения спектральных индексов проводились в двух точках: одна в центре сборки, вторая – со смещением от центра. Измерения спектральных индексов выполнялись синхронизировано с измерениями радиальных распределений скоростей реакций деления в четырех состояниях сборки, отличающихся количеством установленных полиэтиленовых прутков в межтрубных зазорах. Выбранное расположение точек измерений позволяет учесть влияние пространственного изменения соотношения топлива и замедлителя на значения спектральных индексов.

Показано, что наилучшее согласие по отношениям скоростей деления (средних сечений деления) наблюдается в первой конфигурации БФС-123-1, в которой все межтрубные зазоры заполнены полиэтиленовыми прутками и в последней, БФС-123-4, в которой полиэтиленовые прутки удалены из всех межтрубных зазоров. Погрешность расчета спектральных индексов в промежуточных состояниях (БФС-123-2 и БФС-123-3), где полиэтиленовые прутки удалены только из части зазоров, выше, чем в начальном и конечном состояниях.

Оптимизация управления для работы ВВЭР-1200 в маневренных режимах

Соловьев Д.А.[1], Лобарев А.Л.[2]

[1] АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

[2] Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *Оптимизация управления, ВВЭР-1200, маневренные режимы, метод динамического программирования*

Для современных реакторов ВВЭР-1200 предполагается работа в маневренных режимах [1]. При этом для осуществления маневра мощностью могут быть использованы различные стратегии управления. Чтобы выбрать наилучшую стратегию управления сначала нужно определиться с минимизируемым функционалом. Например, таким функционалом может

быть потеря энерговыработки или объем водообменных операций в первом контуре. В данной работе для математически корректного решения оптимизационной задачи используется метод динамического программирования. Для моделирования нейтронно-физических процессов используется трехмерная диффузионная двухгрупповая нейтронно-физическая модель. Поскольку в процессе работы метод динамического программирования перебирает большое количество возможных управлений, то для повышения скорости его работы и для отсечения неэффективных ветвей предлагается использовать эвристические подходы. Эвристические алгоритмы управления не дают самого лучшего управления, но получаемое управление оказывается достаточно эффективным.

В работе представлены эвристические алгоритмы. Показано на сколько они повышают быстродействие при их использовании совместно с методом динамического программирования.

Так же в работе представлены результаты оптимизации управления для работы ВВЭР-1200 в маневренных режимах: 100-75-100 и 100-50-100 для различных загрузок Нововоронежской АЭС-2.

Литература

1. Выговский С.Б., Аль Малкави Р.Т., Хачатрян А.Г. Исследование алгоритмов управления ЯЭУ с ВВЭР-1200 для реализации суточных маневренных режимов на АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2019. № 2. С. 67-79. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.06.

Обоснование мест установки первичных преобразователей средств контроля температуры и термодинамической активности кислорода в СТ РУ БР-1200

Спиридонов В.А., Сапожников И.С., Тутукин А.В., Белых Ю.О., Алымов Д.Н.

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

Ключевые слова: *БР-1200, свинцовый теплоноситель, термоэлектрический преобразователь, датчик активности кислорода*

Одним из приоритетов стратегии развития атомной энергетики Российской Федерации на период до 2050 года является создание в стране двухкомпонентной ядерной энергетики, основанной на эксплуатации реакторных установок (РУ) на тепловых и быстрых нейтронах. Это позволит повысить конкурентоспособность технологии атомной энергетики с учётом полного жизненного цикла реакторных установок. Важным фактором для успешного развития двухкомпонентной ядерной энергетики является ввод в эксплуатацию коммерческих энергетических реакторных установок на быстрых нейтронах. Стратегией развития атомной энергетики РФ предусмотрен ввод в эксплуатацию двух типов реакторных установок на быстрых нейтронах: БН-1200 с натриевым теплоносителем и БР-1200 со свинцовым теплоносителем.

Применительно к РУ БР-1200 важным этапом проектирования является обоснование мест расположения средств внутриреакторного контроля, обеспечивающих получение достоверной информации о параметрах теплоносителя в контролируемых зонах контура циркуляции. Корректный выбор мест установки измерительных средств в первом контуре реактора оказывает непосредственное влияние на эффективность контроля эксплуатационных параметров и безопасность эксплуатации РУ.

В настоящей работе приводятся результаты исследования отклика термоэлектрических преобразователей (ТЭП) и чувствительных элементов датчиков активности кислорода (ЧЭ ДАК) в зависимости от их расположения в контуре циркуляции свинцового теплоносителя

(СТ) РУ БР-1200. Для расчётного анализа используются результаты теплогидравлического моделирования первого контура и корпуса РУ БР-1200, полученные с применением разработанного ранее специализированного расчетного комплекса (Star-CCM+, HYDRA-IBRAE/LM/V1.9), предназначенного для решения задач сопряжённого теплообмена между элементами реакторного блока, теплоносителем первого контура (свинец) и воздушными системами как в стационарной, так и в нестационарной постановках.

В стационарной постановке выполнено моделирование 4-х режимов нормальной эксплуатации РУ БР-1200: 100 %, 50 % и 30 % от номинальной и работа в режиме планово-предупредительного ремонта. Также было рассмотрено шесть переходных режимов: повышение мощности РУ с 30% до 100%, снижение мощности РУ со 100 % на 30 %, выход на мощность 20 %, плановый останов, режим пуска РУ и режим нарушения нормальной эксплуатации. На основании анализа результатов моделирования были определены зоны для размещения ТЭП в контуре на входе и выходе активной зоны, на входе и выходе парогенератора (ПГ), на выходе теплообменника расхолаживания (ТР) и на участке гидравлического тракта первого контура, содержащего главный циркуляционный насосный агрегат (ГЦНА) над плитой разделительной. Места установки ТЭП выбраны из условия, чтобы показания температуры в местах их размещения удовлетворяли критериям, принятым при анализе безопасности: отклонение от среднесмешанной температуры в соответствующей области не более 5 °С от целевого значения, время запаздывания показаний датчика – не более 7 с. Также на основании анализа результатов CFD-моделирования стационарных режимов выбраны места расположения ЧЭ ДАК. В качестве критерия, используемого для выбора зоны размещения ЧЭ ДАК, использовалось условие не превышения модуля скорости свинца значения 0.2 м/с для режима работы РУ на 30 % мощности от номинальной.

Автоматизированная система подготовки расчетных моделей и обработки результатов расчетов в программе MCU-FR микрокампаний реактора БОР-60

Анисимов В.Ю., Дьяченко А.Е., Гришин К.С., Сафиулина И.А., Широков С.В.

Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград, Российская Федерация

Ключевые слова: *БОР-60, MCU-FR, метод Монте-Карло, микрокампания, выгорание топлива, автоматизация расчетов, исследовательский реактор*

В настоящее время одним из перспективных направлений развития расчетного сопровождения исследовательских реакторов является применение программных комплексов, основанных на методе Монте-Карло. По сравнению с диффузионными подходами такие программы позволяют более детально учитывать геометрические особенности активной зоны и получать высокоточную информацию о нейтронно-физических характеристиках реакторной установки. Вместе с тем использование расчетных кодов данного класса связано со значительными трудозатратами на подготовку входных данных, особенно для реакторов с регулярно изменяющейся конфигурацией активной зоны.

Для реактора БОР-60 данная задача является особенно актуальной в связи с проведением нескольких перегрузок топлива в течение года, наличием большого количества сборок различного назначения и широким спектром экспериментальных устройств. Подготовка расчетной модели требует формирования геометрического описания всех элементов активной зоны, задания материальных составов топлива с учетом выгорания и включения в модель экспериментальных устройств. При ручном выполнении таких операций существенно возрастает вероятность ошибок, связанных с большим объемом редактируемых данных.

В рамках работы разработана автоматическая система формирования расчетных моделей для программного комплекса MCU-FR, предназначенная для подготовки расчетов микрокампаний реактора БОР-60. Расчетная модель организована по модульному принципу: для каждой ячейки активной зоны формируется отдельный файл геометрического описания,

который подключается к головному расчетному файлу посредством директив включения. Такой подход позволяет оперативно изменять отдельные элементы модели, выполнять пересборку активной зоны при изменении загрузки и упрощает контроль корректности входных данных.

Исходными данными для формирования модели являются таблицы загрузки предыдущей и текущей микрокампаний. На их основе автоматически определяются типы и расположение элементов активной зоны, формируются файлы геометрии для всех ячеек, создается головной расчетный файл и подготавливаются данные, необходимые для последующего расчета выгорания. Для экспериментальных устройств автоматически создаются файлы на основе заранее подготовленных шаблонов соответствующего типа, после чего пользователь вносит изменения, учитывающие особенности конкретного экспериментального устройства.

Отдельный блок автоматизации предназначен для формирования материальных составов. Для свежих тепловыделяющих сборок автоматически задается проектный состав топлива. Для ранее облучавшихся сборок выполняется перенос изотопного состава из результатов предыдущих расчетов с учетом истории эксплуатации и времени между кампаниями. На основании полученных данных автоматически формируется материальное описание активной зоны для нового расчетного варианта. Материальные составы экспериментальных устройств задаются вручную по проектной документации.

Результатом работы системы является полный комплект входных данных для MCU-FR, включающий головной расчетный файл, набор файлов геометрического описания элементов активной зоны и данные, необходимые для расчета выгорания топлива. Для активной зоны БОР-60, содержащей 265 ячеек, применение автоматизации позволило сократить время подготовки расчетной модели с нескольких дней до 5–20 минут. Кроме того, существенно уменьшился объем ручного редактирования входных файлов, а вероятность ошибок при формировании общей конфигурации активной зоны была сведена к минимуму.

Разработанная система используется при подготовке расчетных моделей микрокампаний реактора БОР-60 и является основой для дальнейшего развития расчетного сопровождения эксплуатационных кампаний с применением программного комплекса MCU-FR.

Литература

1. Анисимов В.Ю., Гришин К.С., Дьяченко А.Е. и др. Автоматизация процедуры подготовки исходных данных для формирования программы перегрузки реактора БОР-60 // Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2025 г.). Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2026. С. 92–93.

2. Сафиулина И.А., Широков С.В., Анисимов В.Ю. и др. Моделирование активной зоны реактора БОР-60 в программном комплексе MCU // Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2022 г.). Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2023. С. 112–113.

Модификация неявных методов Адамса в задачах точечной кинетики ядерного реактора

Симановский М.А., Загребаев А.М.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *численное моделирование, методы Адамса, метод простых итераций, точечная кинетика, метод наименьших квадратов*

Моделирование переходных процессов является неотъемлемой составляющей безопасной эксплуатации ядерных реакторов. При исследовании возмущений реактивности в ряде задач допустимо переходить от сложной пространственной задачи к уравнениям точечной

кинетики, описывающим изменение мощности и концентраций предшественников запаздывающих нейтронов, позволяя при значительно меньшей вычислительной сложности исследовать основные временные закономерности [1-3]. Учет температурных обратных связей приводит к зависимости реактивности от состояния системы и делает систему уравнений нелинейной, существенную вычислительную сложность в решении которой представляет ее жесткость. Применение стандартных явных методов интегрирования ввиду этих особенностей возможно на малых временных шагах, определяемых скоростью наиболее быстрого из протекающих в системе процессов, что зачастую может быть нецелесообразно, а также больше подвержено проблеме накопления ошибки в вычислениях с плавающей запятой. Неявные схемы расширяют область устойчивости, но в классической формулировке при учете обратных температурных связей требуют решения нелинейных уравнений. Поэтому на практике удобной оказывается смешанный подход с предиктор-корректорной организация неявной схемы: начальное приближение определяется явной формулой, которая итеративно уточняется. К данному классу относятся методы Адамса, применяемые в том числе для решения уравнений точечной кинетики [2]. При этом свойства устойчивости всей схемы зависят от используемой комбинации предиктора и корректора [4].

В работе предполагается, что на последовательности близких временных шагов ранее накопленные решения численного метода несут полезную информацию о направлении траектории решения и могут быть переиспользованы для увеличения скорости сходимости. Поскольку методы Адамса используют ранее вычисленные значения правой части на предыдущих шагах по времени, их использование целесообразно в контексте данной гипотезы. В классическом случае коэффициенты метода получают интегрированием интерполяционного многочлена, построенного по минимальному числу узлов, необходимому для заданной степени.

Предлагается строить интегрируемый многочлен с помощью взвешенного метода наименьших квадратов, используя большее число точек, чем его порядок. Исследуется влияние числа точек и порядка многочлена на сходимость метода в предикторе и корректоре отдельно и вместе, проведена оценка области устойчивости по Далквисту. Для линейного многочлена использовалось от двух до пяти точек, для квадратичного — от трех до шести, где минимальные случаи, очевидно, вырождаются в классические методы Адамса–Моултона второго и третьего порядков. Сохранение невязок между шагом предиктора Адамса–Башфорта и результатом корректора может быть использовано для модификации формулы предиктора. Последовательность невязок методом наименьших квадратов экстраполируется на следующий момент времени и используется для уточнения стандартного прогноза.

Использование дополнительных, превышающих по количеству порядок экстраполируемого многочлена, значений связано с увеличением числа арифметических операций на одном временном шаге. При постоянном шаге коэффициенты многошаговой формулы могут быть вычислены заранее, поэтому удлинение хвоста требует преимущественно дополнительных операций умножения и сложения над уже полученными значениями. Подобные короткие линейные комбинации хорошо соответствуют возможностям современных векторных и суперскалярных процессоров и потенциально могут выполняться с относительно небольшими дополнительными затратами. Расширение «хвоста» многошагового метода представляет также интерес с точки зрения перераспределения вычислительной нагрузки от повторного вычисления модели к обработке уже рассчитанных данных.

Численный эксперимент проводился на восьмимерной модели точечной кинетики с шестью группами предшественников запаздывающих нейтронов и отрицательной температурной обратной связью. Раздельно исследовались классическая схема, переопределенный корректор со стандартным предиктором, классический корректор с модифицированным историей невязок предиктором и совместное использование обеих модификаций. Показано, что предложенные модификации неявных методов Адамса позволяют уменьшить число внутренних итераций корректора без потери точности.

Литература

1. Aboanber A.E. Stiffness treatment of differential equations for the point reactor dynamic systems // Progress in Nuclear Energy. 2014. Т. 71. С. 248–257.
2. Suescún-Díaz D., Espinosa-Paredes G. On the numerical solution of the point reactor kinetics equations // Nuclear Engineering and Technology. 2020. Т. 52. № 6. С. 1340–1346.
3. Shen Q., Kochunas B. High-Order Accurate Solutions of the Point Kinetics Equations with the Spectral Deferred Correction Method // Nuclear Science and Engineering. 2023. Т. 197. № 7. С. 1364–1385
4. Ghrist M.L., Fornberg B., Reeger J.A. Stability ordinates of Adams predictor-corrector methods // BIT Numerical Mathematics. 2015. Т. 55. С. 733–750

Валидация модели критического истечения недогретой жидкости в коде ATHLET на примере эксперимента серии MARVIKEN

Маркин А.С., Пахалков С.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *расчетный код ATHLET, критическое истечение жидкости*

Цель работы – выполнить анализ эксперимента «The Marviken Full-Scale Critical Flow» [1] и оценить применимость расчетного кода ATHLET 2.1A для моделирования критического истечения недогретой жидкости. Актуальность обусловлена необходимостью точного прогнозирования теплогидравлических процессов в аварийных условиях для обоснования эффективности мер по управлению авариями на АЭС.

Расчеты процессов выполнены по коду ATHLET 2.1A [2]. Код ATHLET предназначен для теплогидравлического анализа аварийных и переходных процессов в водоохлаждаемых и кипящих реакторах. Критическое истечение рассчитывается с помощью одномерной термодинамически неравновесной модели путем рассмотрения фактической геометрии пути истечения. Эксперимент, выбранный для пост-тестового анализа, посвящен исследованию истечения недогретой жидкости при больших течах. Схема эксперимента включает в себя сосуд высокого давления, линию истечения и сопло. Результаты представлены на рисунках 1, 2.

Отклонение расчетных значений давления от экспериментальных не превышает 2 бар в течение всего эксперимента. Температура в линии истечения воспроизводится качественно верно. Массовый расход через сопло точно предсказывается только в начальный момент истечения переохлажденной жидкости. В двухфазном режиме наблюдается занижение массового расхода.

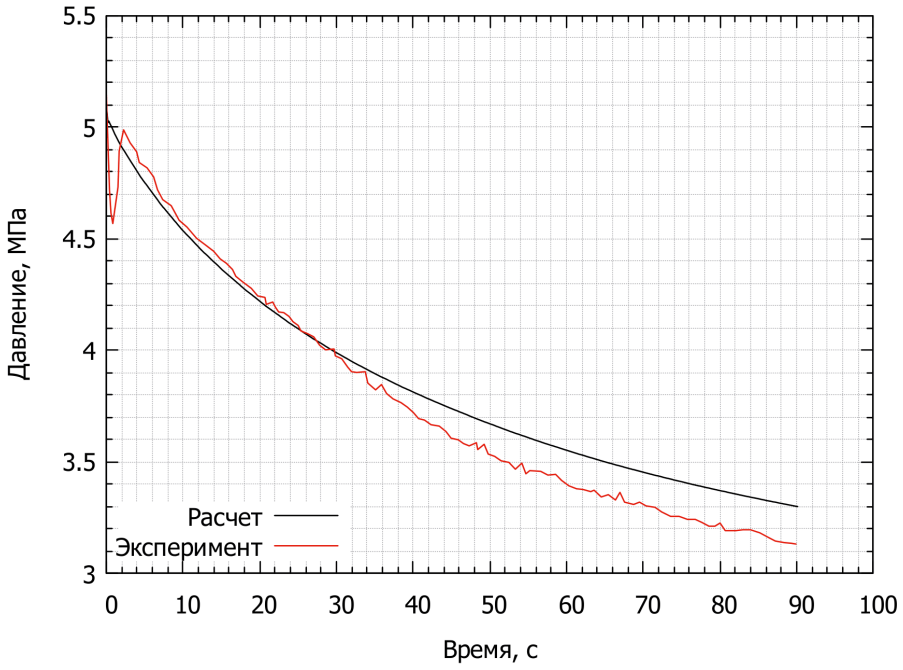


Рис. 1. Зависимость давления в нижней части сосуда от времени

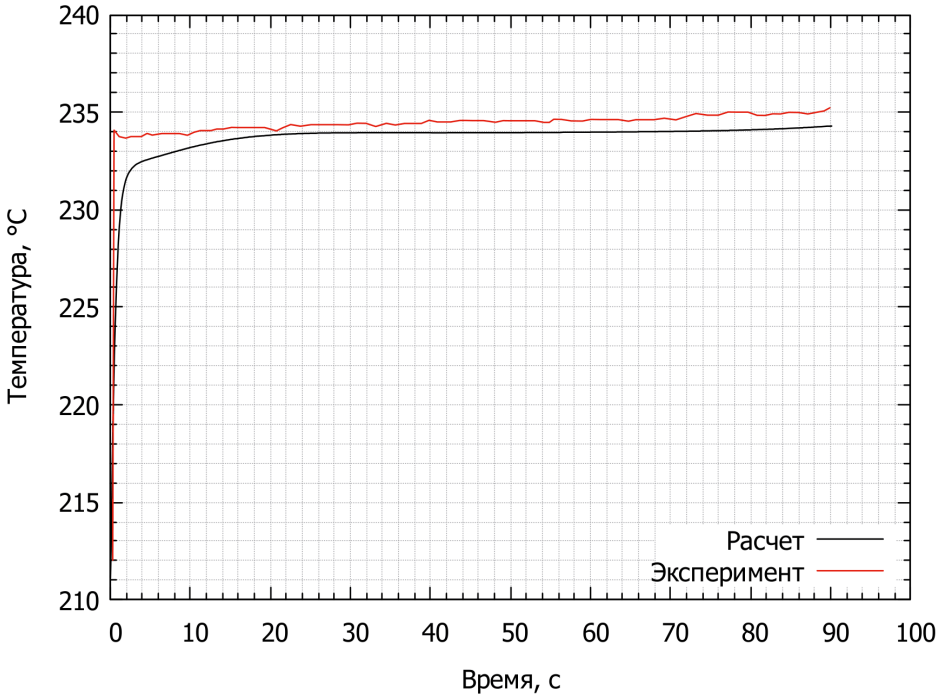


Рис. 2. Зависимость температуры в линии истечения от времени

Возможная причина отклонений – отсутствие детальной информации о начальных условиях для модели критического истечения. Для завершения анализа эксперимента необходимо провести анализ погрешностей и неопределенностей, а также провести анализ сеточной сходимости.

Литература

1. The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Summary Report. Marviken Power Station, 1982.
2. G. Lerchl, H. Austregesilo. ATHLET Mod 2.1 Cycle A, User's Manual. GRS-P-1/Vol.1, Rev.4, 2006.

Проверка предсказательной способности нейтронно-физических моделей активной зоны, разработанных в программном средстве Десна, на основе данных по эксплуатации топливных загрузок энергоблоков Белорусской АЭС

Сперанский Ф.А., Бочкова Е.Ю., Кавун В.О.

Научно-исследовательское учреждение «Институт ядерных проблем» Белорусского государственного университета, Минск, Беларусь

Ключевые слова: *ядерное топливо, эксплуатация топливных загрузок, компьютерное моделирование, водо-водяной энергетический реактор*

Независимая экспертиза безопасности эксплуатации топливных загрузок для Белорусской АЭС является неотъемлемым атрибутом эксплуатации энергоблоков в соответствии законодательством Республики Беларусь [1]. При этом, согласно п. 5.4 документа МАГАТЭ SSG-2 [2] следует получить подтверждение того, что результаты расчетов сравнивались с «имеющимися данными станции…». Данная работа подготовлена в рамках цикла публикаций результатов исследований, целью которых является проверка предсказательной способности и обоснование применимости (валидация) моделей реакторной установки Белорусской АЭС, разработанных в программном комплексе РАДУГА-ЭУ (включает нейтронно-физический модуль Десна, аттестованный Ростехнадзором), что также дополняет результаты валидации и верификации программного комплекса, которые были выполнены ранее [3, 4].

Оценка предсказательной способности, разработанных авторами моделей, проводится путем вычисления макроскопических характеристик отдельных топливных загрузок и сравнения их с результатами эксплуатации энергоблоков Белорусской АЭС.

В качестве исходных данных для моделирования топливных загрузок и режимов маневрирования применены номинальные параметры для энергоблоков Белорусской АЭС.

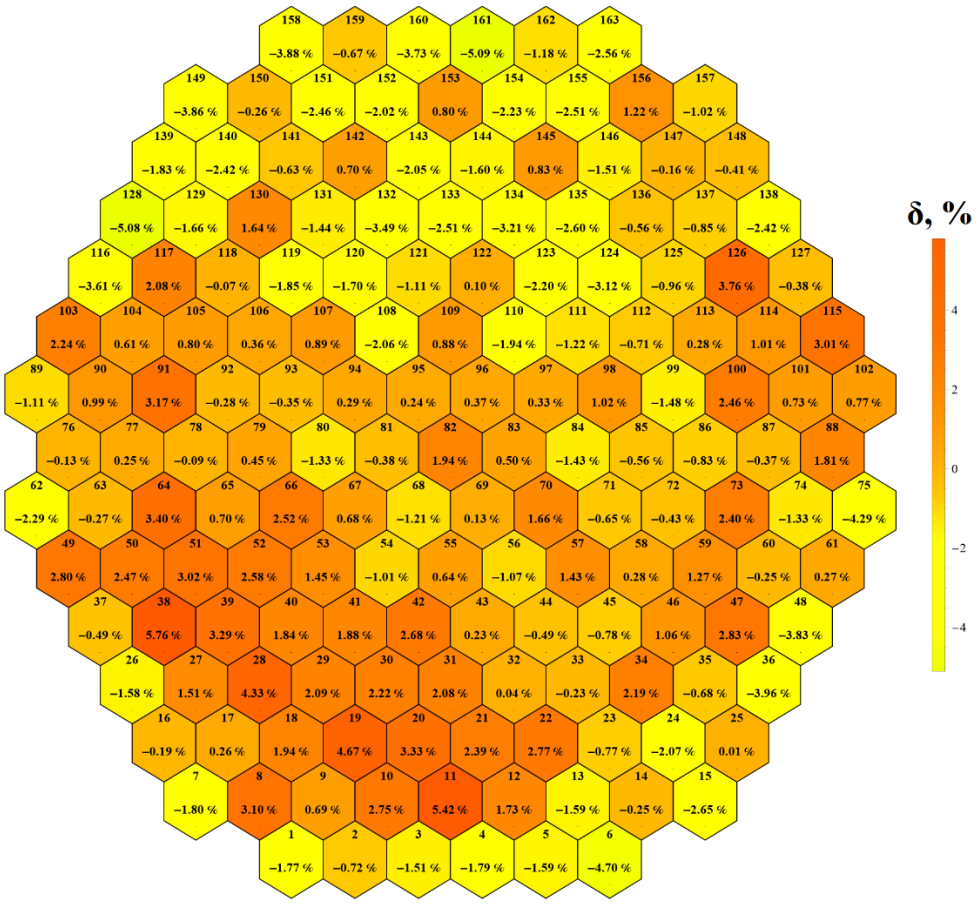


Рис. 1. Относительное отклонение результатов расчёта от результатов измерений среднего по ТВС энерговыделения на начало эксплуатации пятой топливной загрузки

Результаты сравнения расчетных R и экспериментальных E значений макроскопических характеристик представлены на Рис. 1 в виде относительного отклонения $\delta = 100\% (E - R)/E$ для среднего по ТВС энерговыделения на начало (5 сут.) эксплуатации пятой топливной загрузки энергоблока № 1 Белорусской АЭС.

Для режима многократного маневрирования мощностью в интервале [100; 85]% Nном на энергоблоке № 1 Белорусской АЭС выполнено сравнение (Рис. 2) измеренных и расчетных концентраций борной кислоты в теплоносителе первого контура. Измерения проводились два раза в сутки, расчеты выполнены в этих временных точках.

Определение времени завершения эксплуатации топливной загрузки определялось по изменению реактивности активной зоны во времени как момент исчерпания запасов борной кислоты, которые способны компенсировать потерю запасов реактивности активной зоны при выгорании ядерного топлива. Отличие расчетной и фактической продолжительности эксплуатации не превышает 0.1 и 0.2 эфф. сут. для первой и второй топливных загрузок энергоблока № 2 Белорусской АЭС соответственно.

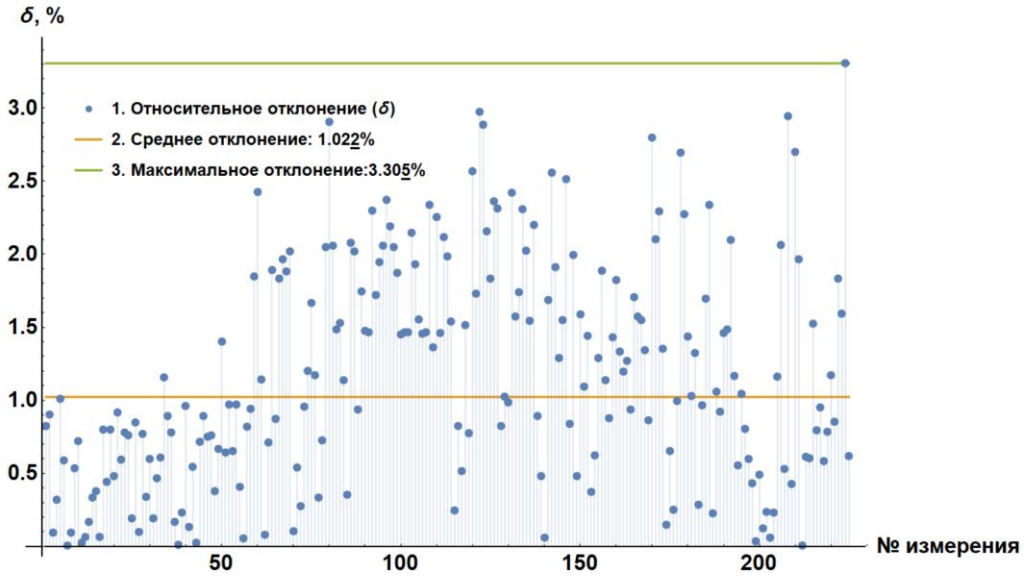


Рис. 2. Относительное отклонение расчетных величин критической концентрации борной кислоты от результатов измерений для режима маневрирования мощностью

Результаты проведенных исследований демонстрируют высокую предсказательную способность разработанных в ПК «РАДУГА-ЭУ» нейтронно-физических моделей Белорусской АЭС для рассмотренного диапазона задач.

Литература

1. Нормативный документ «Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения», утверждённое Указом Президента Республики Беларусь от 05.04.2021 № 137.
2. Документ МАГАТЭ «Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций», № SSG-2 (Rev. 1), Вена, 2023 г.
3. Кавун О.Ю., Кавун В.О., Семишин В.В., Жылмаганбетов Н.М., Терешонок В.А., Питилимов В.А., Кряквин Л.В., Романов П.А., Денисенко А.О. Расчетное моделирование измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2 на этапе физического пуска // Ядерная и радиационная безопасность. 2018. Т. 3. № 89. С. 3–9.
4. Сперанский Ф.А., Хрущинский А.А., Кутень С.А., Ульянов Н.К., Скульбедов Ю.С. Моделирование характеристик второй топливной загрузки энергоблока № 2 Белорусской АЭС с использованием ПС Десна, *VIII Конгресс физиков Беларуси*, Минск, 15—17 апреля 2026 г.: сборник научных трудов. С. 111-112.

Расчетная оценка потенциала мягкого температурного регулирования в маневренных режимах ВВЭР

Кузнецов Н.И., Увакин М.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР, мягкое температурное регулирование, манёвренные режимы, регулирование частоты*

В работе изучаются границы применимости мягкого температурного регулирования в целях расширения эксплуатационных возможностей работы в манёвренных режимах для реакторных установок типа ВВЭР средней мощности.

В соответствии с действующей на территории Российской Федерации нормативной документацией, регулирующей Единую энергетическую систему (ЕЭС) и оперативно-диспетчерское управление [1, 2], АЭС с реакторными установками типа ВВЭР должны быть готовы по запросу диспетчера или по выявлению отклонения частоты тока энергосети от номинального значения в автоматическом режиме участвовать в нормированном и общем первичном регулировании частоты (т.н. НПРЧ и ОПРЧ). Данные режимы не охватывают весь спектр возможностей работы АЭС с изменением мощности, но являются наиболее регулярными и распространёнными как в России, так и за рубежом. Высокая плановая частота работы АЭС в данных режимах требует тщательного обоснования и поиска решений по минимизации деформации поля энерговыделения и движения органов регулирования.

В рамках работ по обоснованию теплотехнической надёжности охлаждения активной зоны реакторных установок типа ВВЭР средней мощности, проводимых в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», в режимах первичного регулирования частоты было установлено наличие широких возможностей по использованию мягкого температурного регулирования. Так, например, в режиме НПРЧ (диапазон изменения мощности – ±2% от $N_{ном}$), ввиду незначительного возмущения параметров первого и второго контуров и наличия широкой зоны нечувствительности, не происходит выхода за пределы зоны нечувствительности АРМР по давлению в ГПК, что приводит к изменению мощности реактора только за счёт обратных связей без перемещения регулирующих групп ОР СУЗ. Выявлена принципиальная возможность расширения границ использования мягкого температурного регулирования. Предлагаемое исследование направлено на определение этих границ.

В исследовании расчёты проводились с использованием верифицированной полноконтурной модели РУ ВВЭР средней мощности, подготовленной для аттестованного программного комплекса «КОРСАР/ГП». Программный комплекс «КОРСАР/ГП» является системным теплогидравлическим расчётным кодом улучшенной оценки (best estimate) и предназначен для численного моделирования стационарных состояний, переходных и аварийных режимов РУ ВВЭР, а также для моделирования теплогидравлических процессов в экспериментальных установках и стендах с водяным теплоносителем. Код многократно верифицирован и валидирован на экспериментальных установках и действующих АЭС.

Литература

1. ГОСТ Р 55890-2013. Единая энергетическая система и изолированно работающие энергосистемы. Оперативно-диспетчерское управление. Регулирование частоты и перетоков активной мощности. Нормы и требования : национальный стандарт Российской Федерации : издание официальное. – Москва : Стандартинформ, 2014. 23 с.
2. СТО 59012820.27.120.20.004-2013. Нормы участия энергоблоков атомных электростанций в нормированном первичном регулировании частоты : стандарт организации ОАО «СО ЕЭС» : издание официальное. – Москва : [б. и.], 2013. 26 с.

Сравнительный анализ характеристик загрузок оптимизированного цикла ВВЭР-1000 на основе твэл и твэг с оболочками из Э-110 и Э-110М

Медведева В.В., Спиркин Е.И., Калинин Ю.П.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *реактор ВВЭР, топливный цикл, активная зона, корпус реактора*

В настоящее время подавляющая часть парка энергетических реакторов в РФ представлена реакторами типа ВВЭР, и в ближайшей перспективе они сохранят доминирующее положение. Ключевым фактором при обосновании сроков безопасной эксплуатации таких реакторов выступает обеспечение гарантированной механической целостности корпуса реактора (КР) на протяжении всего проектного срока службы. При этом «старение» металла

корпуса приводит к снижению его сопротивления хрупкому разрушению, что требует повышения температуры гидравлических испытаний. Применение сплава Э-110М, допускающего более высокие температуры испытаний по сравнению с Э-110, становится критически важным для поддержания безопасной эксплуатации реакторов.

Анализ изменения нейтронно-физических характеристик (НФХ) активной зоны ВВЭР-1000 с применением сплава Э-110М сделан на примере 18-ти месячного оптимизированного цикла (ОТЦ).

Результаты расчетов показали, что изменение химического состава сплава Э-110М не привело к каким-либо заметным изменениям в распределениях энерговыделения, их максимальных значениях и выгорании топлива.

Реализованная модель перехода от сплава Э-110 к Э-110М обеспечила исчерпывающие предпосылки для сравнительного анализа работоспособности твэл(г) на этих сплавах, поскольку сформированы истории нагружения твэл(г) для одинаковых проектных сценариев режимов эксплуатации.

В рамках оценки безопасности проанализированы коэффициенты запаса (Кзап) для различных НФХ, имеющих односторонние или двусторонние ограничения. Установлено, что неравномерность запасов по характеристикам варьируется от 1% до 100%. Наименьшие запасы выявлены по двум ключевым показателям: мощность ТВС и мощность твэл.

Результатами расчётов показано, что наименьшие запасы в загрузках ОТЦ выявлены до проектных пределов максимального линейного энерговыделения в зависимости от выгорания (2,6%отн.) и относительной мощности твэл (Kr, 0,0%отн.), в целом, для загрузок ОТЦ, независимо от сплава.

Частным примером показано: ограничение изменения аксиального офсета от стационарного значения ±5%абс. не гарантирует одновременное выполнение ограничения до проектного предела линейного энерговыделения от выгорания топлива.

Рекомендуется откорректировать проектный предел линейного энерговыделения твэл от выгорания и проектный предел максимальной относительной мощности твэл (Kr) с учетом опыта ВВЭР-1200 и проекта активной зоны с ТВСА-Т, ТВСА-Т.mod.1 и ТВСА-Т.mod.2.

Нейтронно-физические расчёты по выбору компоновок топливных загрузок выполнены с использованием программ БИПР-7А (паспорт аттестации № 468 от 30.05.19), ПЕРМАК-А (паспорт аттестации № 469 от 30.05.19).

Литература

1. Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчётов и измерений для топливных загрузок реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Требования. ВНИИАЭС, СТО 1.1.1.06.003.1941-2022 М., 2022.

Оценка радиационного воздействия трития на персонал и население при работе АЭС с реактором типа БН

Милютина М.А., Перегудова О.О., Мухамадеев Р.И.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *быстрый реактор, тритий, радиационное воздействие, население, персонал, аварийный выброс*

Тритий – является одним из основных нуклидов, оказывающих радиационное воздействие на население и персонал в условиях нормальной работы ЯЭУ. Это связано, с одной стороны, с достаточно большим выходом при делении, и высоким значением коэффициента диффузии через реакторные материалы — с другой. Являясь «чистым» бета-излучателем

(E=12 кэВ), излучение трития обладает малой проникающей способностью, но при попадании в организм в органически-связанной форме (НТО) может нанести значительный вред организму [1]. В связи с чем, определение доз внутреннего облучения от трития, в особенности вследствие его перорального поступления, является обязательным при проектировании и эксплуатации АЭС.

Целью работы является оценка вклада в эффективную дозу внутреннего облучения персонала и населения выбросов вследствие нарушений нормальной эксплуатации (ННЭ), а также запроектных аварий (ЗПА) для АЭС с реактором типа БН.

В данной работе были рассмотрены аварийные события, связанные с пожарами натрия в результате течей трубопроводов и оборудования, а также их разгерметизации. В рамках каждого события учитывался перенос радиоактивных веществ и дальнейший выход в окружающую среду через различные помещения, что далее будет отражено в обозначениях (ННЭ-1, ННЭ-2 и т.д.)

Оценка дозовых нагрузок на персонал выполнялась в соответствии с методическими подходами, изложенными в [2]. Расчет доз облучения населения проводился с использованием программы для ЭВМ ВЫБРОС-БН [3, 4], в основе которой лежит рекомендованная нормативными документами Гауссова модель рассеяния. Особенности поведения трития в ВЫБРОС-БН учитываются следующим образом. Предполагается, что выброс проводится в виде паров НТО, а загрязнение продуктов питания проходит через влагообмен. Пероральная доза от трития вследствие употребления продуктов питания, оценивается как:

$$D_{\text{ing}}^{\text{НТО}} = \Psi^{\text{НТО}} \cdot \frac{I^{\text{НТО}}}{\varphi} \cdot K \cdot R^{\text{НТО}}, \qquad (1)$$

где $\Psi^{\text{НТО}}$ – интеграл приземной концентрации паров трития;

$I^{\text{НТО}}$ – годовое потребление связанной влаги в составе пищевых продуктов;

φ – влажность воздуха;

K – коэффициент фракционирования, равный отношению удельной активности трития в воде продуктов питания к удельной активности в атмосферной влаге.

Наибольшие результаты дозовых нагрузок на персонал, обусловленные ингалированной активностью трития в условиях ННЭ и ЗПА, в среднем составляют 0,75 мкЗв, что не превышает установленных дозовых пределов в 20 мЗв [2].

При оценке доз облучения на население состав выброса был обусловлен не только тритием в форме тритированной воды, но и изотопами натрия. Учитывалось внешнее (облако, поверхность) и внутреннее облучение (ингаляция, пероральное поступление). Расчеты проводились для 6 возрастных групп населения. Приведены результаты для двух групп населения: взрослые и критической группы — дети в возрасте от 1 до 2 лет. Представленные на рисунке 1 результаты показывают набольшие эффективные дозы облучения, полученные населением за год в результате кратковременного аварийного выброса на границе санитарно-защитной зоны (СЗЗ) АЭС.

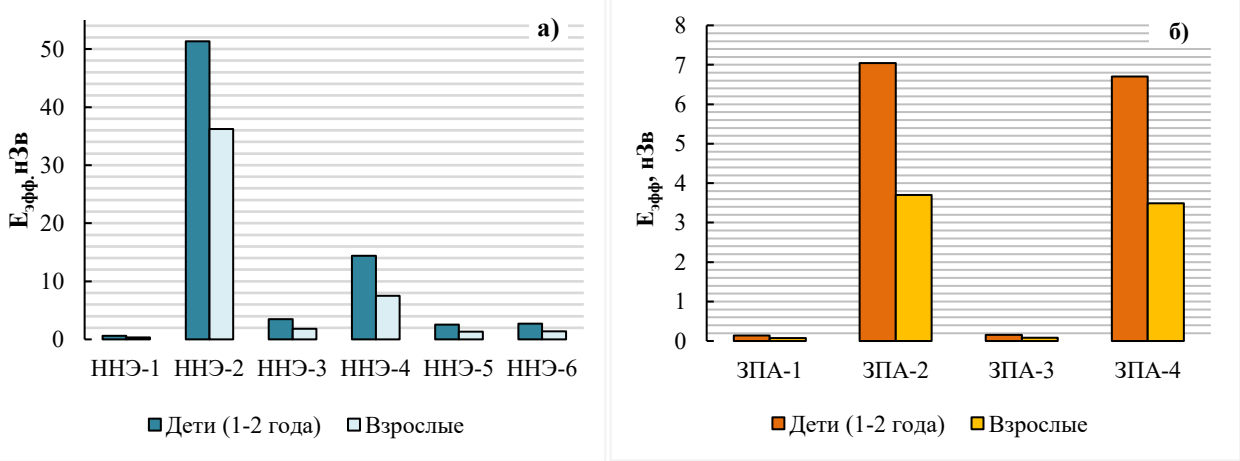


Рис. 1. Эффективные дозы облучения населения: а) в условиях ННЭ; б) в условиях ЗПА

Результаты, приведенные на рисунке 1, демонстрируют непревышение дозовых пределов в 1 мЗв, что позволяет обосновать безопасную эксплуатацию АЭС с реактором типа БН даже в условиях аварийного выброса. При этом стоит отметить, что вклад в дозу облучения трития лежит в диапазоне от 3,7 до 99,9 % преимущественно за счет вклада от потребления загрязненных продуктов питания.

Литература

1. Бондарева Л.Г., Чеботина М.Я., Артамонова С.Ю. и др. Тритий. Теория, практика, последствия. Монография. Апатиты: Изд-во Кольского научного центра РАН. 2024. 359 с.
2. Основные санитарные правила и нормы СанПин 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009»: утв. Гл. гос. врачом РФ 07.07.2009: ввод в действие с 01.09.2009. М.: Минздрав России. 2009
3. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «ВЫБРОС-БН». Рег. № 525 от 13.10.2021. ФБУ «НТЦ ЯРБ». 2021.
4. ВЫБРОС-БН-С18: свид. о госрегистр. программы для ЭВМ № 2019611029. Р.И. Мухамадеев и др. Правообладатель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». № 2018665425. Заявл. 28.12.2019. Опубл. 21.01.2019. Бюл. № 1. 2019.

Оценка сейсмостойкости резервуаров систем безопасности ядерных реакторов с учетом динамического отклика свободной поверхности жидкости

Брызгунов П.А.

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

Ключевые слова: *прочность, гидродинамика, системы безопасности АЭС, сейсмостойкость, продление срока эксплуатации*

В соответствии с действующей нормативной документацией [1-3], при продлении срока службы оборудования и трубопроводов АЭС их ресурсные характеристики на момент продления и в течение дополнительного срока службы подтверждаются поверочными расчетами на прочность, в том числе – при сейсмических воздействиях уровня проектных и максимальных расчетных землетрясений.

В состав важных для безопасности энергоблока систем реакторных цехов, таких как системы аварийного ввода бора, аварийного расхолаживания, спринклерные системы входит значительное количество резервуаров. В случае их неполного заполнения имеет место свободная поверхность жидкости, которая при сейсмических воздействиях характеризуется собственным динамическим откликом, оказывающим вследствие гидродинамического плескания (слошинга) нестационарные силовые воздействия на стенки. В связи с этим актуальны исследования, направленные на решение задачи количественной оценки данных эффектов и степени их влияния на напряженно-деформированное состояние конструкций резервуаров.

В рамках настоящего исследования для решения данной задачи была разработана расчетная программа, основанная на динамическом моделировании свободной поверхности вязкой жидкости при наличии сил тяжести и сейсмических воздействий с вычислением сил давления на стенки резервуара. В качестве математической модели были использованы уравнения мелкой воды, обеспечивающие высокую точность разрешения свободной поверхности жидкости при относительно небольших вычислительных затратах. Для учета демпфирования колебаний вследствие потерь энергии на трение была использована модель эффективной вязкости, учитывающая молекулярную кинематическую вязкость жидкости и турбулентную вязкость, определяемую по алгебраической модели турбулентности с учетом тензора скорости деформации.

Валидация используемых моделей осуществлялась на примере ускорения, синусоидально изменяющегося во времени, посредством сопоставления с экспериментальными данными [4]. Используемые модели продемонстрировали хорошую качественную и количественную степень согласия с экспериментом – различие в профилях свободной поверхности не превышает 5%.

С применением подтвержденной модели было проведено численное моделирование плескания в трехмерной постановке, применительно к резервуару с размерами 6,2×1,8×2,3 м, получены данные о форме и высоте свободной поверхности при сейсмическом воздействии землетрясения уровня 8 баллов. Полученные в результате численного моделирования движения жидкости спектры силовых нагрузок на стенки резервуара были заданы в качестве граничных условий при поверочном прочностном расчете сейсмостойкости резервуара, что позволило определить напряженно-деформированное состояние конструкции с учетом динамического отклика жидкости.

Литература

1. НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций, 2002. 30 с.
2. ГОСТ Р 59115.11 Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Поверочный расчет на постпроектных стадиях, 2021. 39 с.
3. ГОСТ Р 59115.9 Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Поверочный расчет на прочность, 2021. 114 с.
4. Okamoto T., Kawahara M. Two-dimensional sloshing analysis by Lagrangian finite element method // Int. J. Numer. Methods. 1990. T. 11. C. 453–477.

Влияние расстояния между локальными сопротивлениями на общее сопротивление тракта

Федоров Р.И.[1, 2]

[1] *ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия*

[2] *ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого, Сосновый Бор, Россия*

Ключевые слова: *ЯЭУ, гидравлические сопротивления, теплоноситель, трубопровод, локальные сопротивления*

Развитие атомной энергетики выявило проблему, связанную с обеспечением безопасности ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Наряду с необходимостью обеспечения минимальной материалоемкости при максимальной эффективности атомных электростанций вопросы безопасности конструкторских решений выходят на первый план. Создание прототипных стендов и проведение экспериментов – комплексная и затратная по времени, материальным и финансовым ресурсам задача, поэтому необходимо применять методы претестового моделирования протекающих в ЯЭУ процессов на всех стадиях и режимах работы установки, включая проектные и запроектные аварии с повреждением, разрушением активной зоны реактора. Рассматривая проблемы реакторов с водным теплоносителем, исходя из анализа последствий аварий, наиболее тяжелые аварии связаны с потерей теплоносителя. Такая авария может произойти, в частности, при возникновении проблем с циркуляцией теплоносителя в первом контуре, в результате чего может произойти локальный перегрев активной зоны. Перегрев активной зоны может перейти в стадию окисления оболочек твэлов и последующего их расплавления. Поэтому проблеме исследования гидравлических сопротивлений в контуре теплоносителя необходимо уделять внимание при проектировании новых и модернизации существующих ЯЭУ.

При расчете гидравлического сопротивления контура течения теплоносителя обычно используют стандартные, табличные зависимости для локальных сопротивлений, не учитывая того, что такие соотношения пригодны в случае, если соответствующие местные

конструктивные особенности тракта разнесены на несколько десятков калибров друг от друга. В противном случае пространственный профиль течения теплоносителя на выходе из предшествующего местного элемента конструкции тракта отличается от того профиля на входе в последующее локальное сопротивление, для которого стандартная расчетная методика пригодна. В условиях, характерных для АЭС, трубопроводы, особенно первого контура, довольно компактны и расстояния между элементами конструкции, вызывающие местные потери давления, зачастую составляют всего несколько калибров трубопровода. В связи с чем сам термин “локальное сопротивление” имеет в рассматриваемом контексте весьма условный смысл. В данной работе проведено моделирование влияния расстояния между двумя расположенными в трубопроводе диафрагмами на суммарные потери давления гидравлического тракта. Моделирование проводилось с помощью открытого программного комплекса OpenFOAM, ориентированного на решение уравнений Навье–Стокса, задач турбулентности, теплообмена, многофазных течений и других задач механики сплошной среды. Показано, что расстояние между элементами конструкции тракта (без изменения его суммарной длины) оказывает заметное влияние на общие гидравлические потери давления, в связи с чем применение стандартных методик расчета локальных сопротивлений не всегда оправдано и это необходимо учитывать в гидравлических расчетах. Исследования, подобные представленному в данной работе, следует продолжить на случай взаимодействия других типов “локальных” сопротивлений.

Автор выражает глубокую благодарность своему научному руководителю к.т.н., доценту А.А. Сулацкому за постановку проблемы и плодотворное обсуждение результатов.

Влияние погрешностей первичных датчиков на неопределенность измерения тепловой мощности ВВЭР-1000 по теплотехническим параметрам первого контура

Молев И.А., Соловьев Д.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР-1000, тепловая мощность реактора, первый контур, погрешность измерения, вычислительный эксперимент, анализ чувствительности*

На сегодняшний день не существует возможности прямого определения тепловой мощности АЭС, так возникает проблема по расчету неопределенности её косвенного определения. Формулы расчета мощности АЭС не дифференцируемы. И как правило, неопределенность измерения мощности рассчитывается каждый раз отдельно, исходя из известных значений погрешностей первичных датчиков. При этом, конечно, нет функции зависимости неопределенности измерения мощности от погрешностей первичных датчиков.

Тепловая мощность реактора по теплогидравлическим параметрам первого контура рассчитывается по формуле [1]:

$$N_{1K} = \sum_{i=1}^{4} N_{PTi} \tag{1}$$

где N_{PTi} – тепловая мощность i-ой петли, МВт.

Мощность петли определяется по следующему алгоритму:

$$N_{PTi} = G_{PTi} \cdot \left(f_h(t_{горі}, P_{АЗ}) - f_h(t_{холі}, P_{АЗвх}) \right) - N_{гцні} \tag{2}$$

где i – номер петли, i = 1-4;

G_{PTi} – массовый расход теплоносителя в i-ой петле, кт/час;

$t_{холі}$ – температура в холодной нитке i-ой петли, °С;

$t_{горі}$ – температура в горячей нитке i-ой петли, °С;

$P_{АЗ}$ – среднее давление над активной зоной, атм;

$P_{АЗвх}$ – давление на входе в реактор, атм;

$N_{гцні}$ – мощность *i*-ого ГЦН, МВт;

Функции: $f_h(t_{горі}, P_{АЗ})$, $f_h(t_{холі}, P_{АЗвх})$ – энтальпия теплоносителя в горячей и холодной нитке *i* – петли, соответственно (кДж/кг).

Было проведено исследование влияния погрешностей первичных датчиков (температур горячих и холодных петель, давления в активной зоне, перепада давления на ГЦНА) на неопределенность измерения тепловой мощности ВВЭР-1000 по теплотехническим параметрам первого контура.

Для определения неопределенности измерения использовался метод Монте-Карло [2] со случайно-нормальным возмущением показаний исходных первичных датчиков со среднеквадратичным отклонением равным погрешности этих датчиков [3] и численным расчетом итоговой мощности. При этом погрешности датчиков варьировались, после чего проводился повторный расчет.

В соответствии с методом для каждого набора погрешностей получается нормальное распределение расчетной мощности, среднеквадратичное отклонение которого являлось неопределенностью измерения мощности.

На Рис.1 показаны графики зависимости относительной стандартной неопределенности мощности от относительной стандартной неопределенности параметров.

В данном случае среднеквадратичное отклонение каждого параметра варьировалось при сохранении среднеквадратичного отклонения остальных параметров равных погрешностям этих параметров (первичных датчиков). Точками обозначены относительные стандартные неопределенности параметров в расчете из погрешностей первичных датчиков.

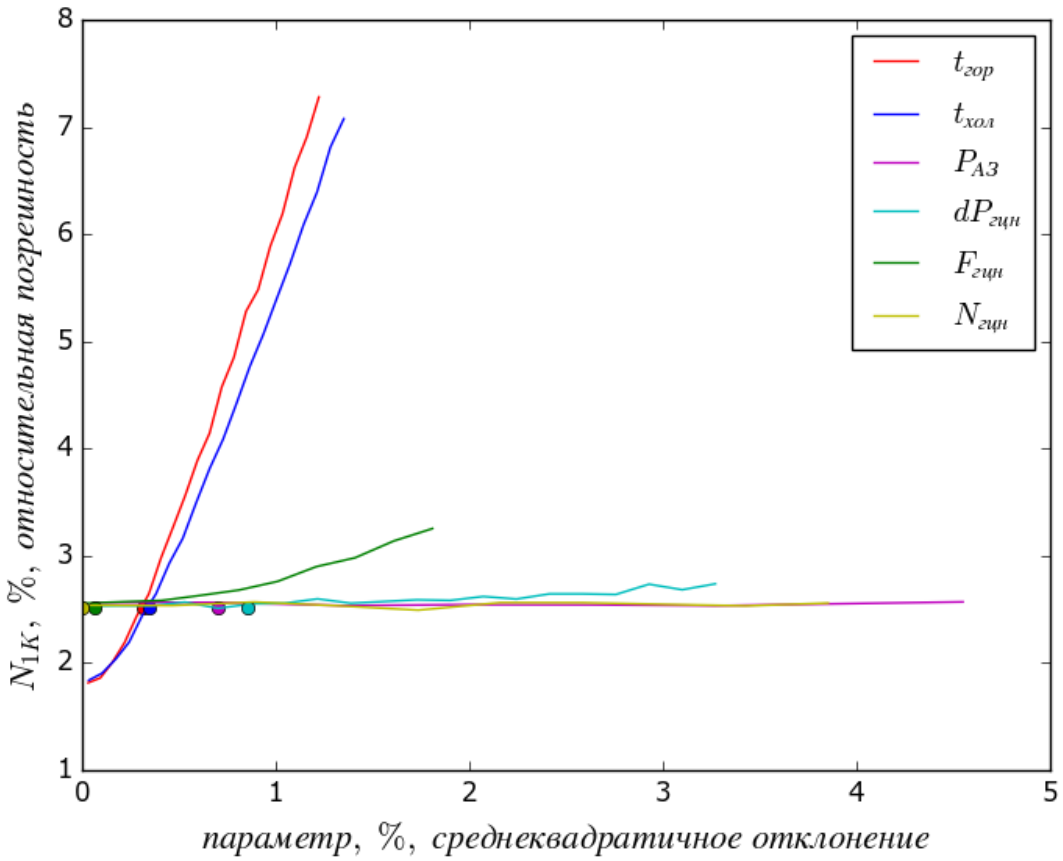


Рис. 1. Зависимости относительной стандартной неопределенности мощности по параметрам теплоносителя 1-го контура от относительных стандартных неопределенностей параметров функции, точками отмечены значения этих неопределенностей, рассчитанных из погрешностей первичных датчиков

Из Рис.1 видно, что основной вклад в неопределенность тепловой мощности вносят неопределенности температур «горячих» и «холодных» ниток 1-го контура. Из чего можно сделать вывод о приоритете понижения неопределенности определения температур ниток 1-го контура, для понижения неопределенности определения мощности реакторной установки и возможной работы установки на повышенной мощности при сохранении уровня обеспечения безопасности эксплуатации.

Литература

1. Обоснование точности определения средневзешенной тепловой мощности реактора блока №1 Калининской АЭС. Удомля: Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Калининская атомная Станция», 2008.
2. ГОСТ 34100.3.1-2017. Неопределенность измерения. Часть 3. Руководство по выражению неопределенности измерения. Дополнение 1. Трансформирование распределений с использованием метода Монте-Карло. М. : Стандартинформ, 2018.
3. Анализ метрологических характеристик измерительных каналов теплогидравлических параметров реакторной установки блока №2 Калининской АЭС. Удомля: Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Калининская атомная Станция», 2008.

Методика расчета распределения поля давления в корпусе РУ ВВЭР при разрывах трубопроводов первого контура

Баисов А.М.[1,2], Посысаев Д.А.[2], Папутин Н.Н.[1]

[1] Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

[2] АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *разрыв трубопровода, ВВЭР, гидродинамические воздействия, внутрикорпусные устройства, авария с потерей теплоносителя*

В связи со стремительным развитием атомной энергетики, как в Российской Федерации, так и за рубежом, обоснование безопасности реакторных установок (РУ) остается важной и актуальной задачей, регламентированной нормативными документами [1, 2]. При проектировании и конструировании водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) выполняется широкий спектр теплогидравлических расчетов. Отдельным классом выделяется перечень работ с различным спектром разрывов трубопроводов первого контура, используемых в качестве исходных данных для анализа прочности внутрикорпусных устройств (ВКУ). В подобных аварийных сценариях основным моделируемым явлением является процесс распространения волны разрежения-сжатия по контуру РУ, за счет которого возникают значительные градиенты давления, обуславливающие гидродинамические нагрузки [3].

Для математического описания такого класса задач в докладе изложена методика, базирующая на трехмерных уравнениях движения, а также неразрывности и энергии, позволяющая рассчитать изменения поля давления при разгерметизации первого контура в предположении, что теплоноситель находится в гомогенном термодинамически равновесном состоянии, а элементы ВКУ абсолютно жесткие. Получаемый дискретный аналог из системы дифференциальных уравнений решается итерационным методом с использованием трехдиагонального матричного алгоритма переменных направлений [4]. Для определения критических расходов на торцах трубопроводов используются таблицы критических расходов, в области пароводяной смеси полученные по методикам Муди [5] и Фисенко [6]. Представлены результаты тестирования реализованной программы с экспериментами, опубликованными в открытой литературе.

Литература

1. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций». Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522.
2. НП-006-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР». Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 13 февраля 2017 г. № 53.
3. Спасскова В.П. и др. Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР. М.: Академкнига, 2004. 340 с.
4. Баисов А.М., Посысаев Д.А., Папутин Н.Н. Обзор отечественных и зарубежных работ по динамике внутрикорпусных устройств ВВЭР при разрывах трубопроводов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2026. № 2. С. 117—135.
5. Патанкар С. Численные методы решения задач теплообмена и динамики жидкости. М.: Энергоатомиздат, 1984. 152 с.
6. Moody F.J. Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture // Journal of Heat Transfer, Transactions of the ASME. Series C. 1965. Т. 87. № 1, С. 134–141.
7. Фисенко В.В. Критические двухфазные потоки. М.: Атомиздат, 1978. 160 с.

Кросс-верификационные расчеты радиационных характеристик уран-плутониевого топлива

Дьячков А.А., Терновых М.Ю.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *кросс-верификация, программный пакет, COMPLEX, SCALE, тестовые задачи, коды нового поколения*

Каждый проект в области использования ядерной энергии сопровождается обоснованием ядерной и радиационной безопасности с последующей экспертизой в надзорных органах. В ИБРАЭ РАН по проекту «Коды нового поколения» разрабатывается отечественный программный пакет COMPLEX [1], который должен стать аналогом зарубежного кода SCALE [2].

В состав COMPLEX входят следующие модули: модули расчета активной зоны (DOLCE VITA и CORNER), модуль нуклидной кинетики (BPSD), модуль расчета источников ионизирующего излучения (RASTAS), модуль расчета радиационной защиты на базе метода конечных элементов (ODETTA), модуль на базе методов Монте-Карло (MCU-FR), графическая оболочка пользователя со средствами пре- и постпроцессинга (COMPLEX-GUI). Во всех расчетных модулях, кроме модуля RASTAS, у которого свой специализированный набор библиотек, используются данные из библиотеки оцененных ядерных данных РОСФОНД и библиотеки групповых констант БНАБРФ.

В докладе представлены результаты кросс-верификации программных пакетов COMPLEX и SCALE на тестовых моделях. Возможности SCALE используются для кросс-верификационных расчетов быстрых реакторов [3]. В расчётах по SCALE использована последовательность программ ORICEN и MONACO с библиотекой оценённых ядерных данных ENDF/B VII.1. В расчётах по COMPLEX использованы два сценария: RASTAS и ODETTA, RASTAS и MCU-FR.

Для верификации решались задачи расчёта радиационных характеристик в заданных точках расположения детекторов:

1) от модели бочки с гексафторидом регенерированного урана;
2) от модели шара со СНУП-топливом в трёх точках пространства;
3) от точечного источника ^{252}Cf за графитовой защитой.

Анализировались: источник нейтронов (фотонов), поток нейтронов (фотонов), мощность эффективной дозы.

В задачах с гексафторидом урана и калифорнием (№1, 3) разница в источниках и дозах не превосходит 2 %. В задаче со СНУП-топливом разница в источнике и дозе составила 0,8 % и 4 % для нейтронного излучения, соответственно, и для фотонного – 32 % и 20 %. Отметим, что такого же порядка разница в результатах дают цепочки с кодами ODETTA и MCU-FR.

Литература

1. Белов А.А., Березнев В.П., Вабищевич Н.П. и др.Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX / // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2024. № 2. С. 88-100.
2. Wieselquist W.A. и др. SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, US. Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834. 2020.
3. Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Рыжков А.А., Герасимов А.С. Методика разработки бенчмарков для нейтронно-физических расчетов характеристик реакторов Generation IV // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2026. № 1. С. 144-159.

Новый подход к обоснованию применения вязкоупругих демпферов в проектах трубопроводов РУ ВВЭР

Садохин Д.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *импортозамещение, ВВЭР, прочность, трубопровод, демпфер*

В работе рассмотрено влияние изменения жесткостных свойств демпферов в пределах, установленных технологической документацией, на напряженно-деформированное состояние (НДС) трубопроводов. Полученные результаты используются при проектировании трубопроводов водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) с импортозамещенным оборудованием в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Необходимость разработки методики обоснования применения импортозамещенных демпферов в проектах трубопроводов реакторных установок (РУ) вызвана следующими причинами:

1. Отказ от поставки оборудования из недружественных стран;
2. Различие в свойствах импортозамещенных демпферов и демпферов, примененных в референтных проектах;
3. Несоответствие фактических характеристик демпферов иностранных производителей заявленным;
4. Влияние изменения жесткостных свойств демпферов, обусловленного технологическими причинами, на НДС трубопроводов.

В качестве исследуемого объекта выбран трубопровод сброса РУ ВВЭР.

Для восприятия весовых и динамических нагрузок трубопровод сброса крепится с помощью неподвижных и направляющих опор, тяг, пружинных подвесок, и вязкоупругих демпферов двух типов: ВД 325/159-15 и ВД 219/108-7. Модель трубопровода представлена на рисунке 1.

В качестве исходных данных применены спектры отклика, соответствующие землетрясению интенсивностью 7 баллов по шкале MSK-64, относительное демпфирование 2 % – максимальное расчетное землетрясение. Обоснование прочности трубопроводов проведено в соответствии с требованиями [1, 2].

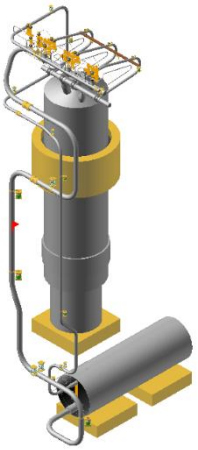


Рис. 1. Расчетная модель трубопровода сброса

Постановка задачи: определить применимость импортозамещенных демпферов. Определить выполнение условия прочности трубопровода.

Порядок анализа напряженного состояния трубопровода при отклонениях жесткости демпферов от проектного значения:

1. Определяются проектные параметры демпферов.
2. Задаются отклонения эквивалентной жесткости от проектной с учетом результатов испытаний.
3. Производятся расчеты с различными комбинациями жесткостей демпферов.
4. Выдвигается суждение об обеспечении прочности трубопровода в заданном диапазоне варьирования жесткостей, учитывая минимальный запас по допускаемому напряжению. На основании полученных результатов делается вывод о возможности и, при необходимости, условиях применения демпферов БЗЭМ.

Для определения напряженного состояния трубопроводов при динамических воздействиях используется программный комплекс dPIPE 5 [3, 4], аттестованный органами Федерального надзора Российской Федерации по ядерной и радиационной безопасности (аттестационный паспорт №265 от 20.10.2019 г.).

Расчет относительного отклонения напряжения производится по формуле:

$$\delta = \frac{\sigma_р - \sigma_{оп}}{\sigma_{оп}} \quad (1)$$

где $\sigma_р$ – вариантное расчетное напряжение при внешних динамических воздействиях (МРЗ);

$\sigma_{оп}$ – исходное (референтное) расчетное напряжение при внешних динамических воздействиях (МРЗ);

Тогда условие прочности определяется по формуле:

$$(1 + \delta)\frac{\sigma_{оп}}{[\sigma]} \leq 1 \quad (2)$$

Допускаемое относительное отклонение определяется с учетом минимального запаса по следующей формуле:

$$[\delta] = \frac{[\sigma]}{\sigma_{оп}} - 1 \quad (3)$$

Установлена применимость демпферов с широким разбросом характеристик относительно номинала в проектах трубопроводов атомных станций. Разработанная методика ана-

лиза демонстрирует возможность формирования исходных технических требований с указанием допустимого коридора жесткости. Смягчение условий исходных технических требований создает пространство для оптимизации закупок оборудования. Наличие допустимого коридора свойств способствует возникновению на рынке большего количества поставщиков и формированию конкурентной среды, что создает благоприятный экономический эффект для отрасли.

Результаты работы использованы АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в проекте Курской АЭС-2.

Литература

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1989. 525 с.
2. НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций.
3. Программный комплекс для ЭВМ. Программный комплекс для прочностных расчетов трубопроводов при действии эксплуатационных и сейсмических нагрузок. dPIPE 5, ЦКТИ-ВИБРОСЕЙСМ, 2007.
4. Alexey Berkovsky, Peter Vasilyev, Oleg Kireev. Different Approaches for the Modelling of High Viscous Dampers in Piping Dynamic Analysis. Acceptable Limits for Simplifications // SMiRT 20. 2009. Т. 5. №. 1833.

Анализ температурного режима характерных тепловых ячеек обезвоженного прireакторного бассейна выдержки РБМК-1000 кодом STAR CCM+

Смирнов М.Б., Осипов А.М., Гераскин И.Н., Тупотилов И.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *анализ безопасности, РБМК-1000, бассейн выдержки, ОТВС, обезвоживание*

Прireакторный бассейн выдержки (БВ) отработавшего ядерного топлива является важным элементом АЭС с РУ РБМК-1000, обеспечивающим безопасное хранение отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) до момента перевода в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) в непосредственной близости от реактора. При этом, запроектные аварии, сопровождающиеся полным обесточиванием станции и отказом систем охлаждения, могут привести к закипанию воды, а затем и к частичному или полному обезвоживанию бассейна, что создаёт угрозу разгерметизации оболочек твэл и разрушения строительных конструкций БВ, а также образования взрывоопасных концентраций водорода. В связи с трудностями при выполении натурных экспериментов численное моделирование теплогидравлических процессов в обезвоженном бассейне становится основным инструментом анализа безопасности. В настоящей работе с использованием трехмерного CFD-моделирования проводится анализ температурного режима ОТВС, элементов конструкций бассейна выдержки по результатам расчета характерных тепловых ячеек БВ.

Для анализа запроектных аварий в хранилищах ОЯТ применяются инженерные теплогидравлические коды, такие как: *Athlet* или *Relap*. Данные коды используются для определения времени достижения критериев приемлемости и проектных пределов прочности конструкций. При анализе безопасности осушенного прireакторного бассейна выдержки критическим показателем является уровень достигаемых температур, от которого зависит герметичность ОТВС и целостность строительных конструкций бассейна. При этом, результаты расчетов по инженерным кодам, предназначенным для расчётов сети одномерных структур (каналов), напрямую зависят от приближений, принятых при моделировании, в частности гидравлических характеристик участков моделирования.

В качестве примера работы по направлению создания двухмерного кода для учёта конвективного теплообмена можно привести [1], где показаны результаты моделирования аварии с осушением БВ. Альтернативным вариантом являются трёхмерные коды [2], но не все такие коды учитывают конвекцию.

Как следующий этап развития расчётов можно рассмотреть переход к *CFD*-кодам (*Ansys Fluent*, *Star CCM+*, *FlowVision*). В данной работе рассматриваются трехмерные модели характерных тепловых ячеек БВ РБМК-1000 на стадии полного обезвоживания с применением программы *STAR CCM+,* позволяющей проводить моделирование сопряжённого теплообмена (конвекция, излучение и теплопроводность в твёрдом теле). Это позволяет более детально рассмотреть протекание данной аварии, получить более реалистичные результаты и обосновать подходы, принимаемые в моделях, разработанных по инженерным кодам. В настоящей работе, также, приведено сравнение с результатами полученными при помощи инженерного кода *Relap5/mod3.2* и трёхмерной модели без учёта конвекции [2].

Литература

1. Федосов А.М., Осипов А.М. Глембоцкий А.В. и др. Температурные режимы обезвоженного бассейна выдержки отработавшего топлива РБМК // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2025. № 1. С. 42—49

2. Краюшкин А.В., Гераскин И.Н., Давыдова Г.Б. и др. Расчет температур в обезвоженном бассейне выдержки отработавшего топлива РБМК // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2014. № 4. С. 92—100.

Обоснование испытаний средств контроля нейтронного потока для РУ ВТГР на исследовательском реакторе ОР

Щуровская М.В., Лапин А.С., Поляков П.С., Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Шикалов В.Ф.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, метод Монте-Карло, детекторы нейтронного потока*

В настоящее время в рамках Инвестиционного проекта АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт» реализует комплексную программу НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) и химико-технологической частью для производства водородсодержащих продуктов.

Целью настоящего исследования являлся анализ возможности и целесообразности использования исследовательского реактора ОР, расположенного в НИЦ «Курчатовский институт», для проведения испытаний средств контроля нейтронного потока (ионизационных камер и детекторов прямого заряда), предназначенных для системы контроля нейтронного потока и системы внутриреакторного контроля разрабатываемого ВТГР.

С использованием программных комплексов MCU-HTR и MCNP была разработана нейтронно-физическая модель активной зоны ВТГР первой загрузки из 37 топливных колонн, состоящих из 370 призматических топливных блоков (ТВС) со свежим топливом. Проведены расчеты спектров нейтронов, плотностей потока нейтронов и скоростей реакций в каналах бокового незаменяемого графитового отражателя, предназначенных для размещения средств контроля. Моделировались ионизационные камеры деления (с радиатором из U-235) и ДПЗ (родиевый и ванадиевый) в холодном (300 К) и горячем (до 1100 К в активной зоне) состояниях реактора. В результате проведенных исследований подтверждено формирование в отражателе ВТГР выраженного теплового спектра нейтронов: более

96% нейтронов имеют энергию ниже 0,625 эВ. При увеличении температуры в активной зоне происходит перераспределение плотности потока нейтронов по энергетическим группам внутри области энергии до 0,625 эВ со сдвигом в сторону больших энергий. Спектр нейтронов в каналах с детекторами определяется спектром в активной зоне и слабо зависит от температуры материалов самих детекторов. Основной вклад в скорость реакции деления в ИК (более 99%) и в скорость захвата в родиевом ДПЗ (около 99,5%) также вносят нейтроны с энергией ниже 0,625 эВ. Абсолютные значения плотности потока нейтронов в канале бокового отражателя реактора ВТГР при работе на номинальной мощности (200 МВт) составляют порядка 1013 н/(см²•с) для тепловых нейтронов. Расчеты двумя независимыми кодами показали хорошее согласование результатов.

Для обоснования возможности испытаний создана расчетная модель исследовательского реактора ОР с использованием программных комплексов MCU-HTR и MCNP. Валидация модели проведена путем сравнения результатов расчета с экспериментальными данными активационных измерений, выполненных в 2015 и 2025 годах. Сравнение рассчитанных и измеренных скоростей реакций на изотопах (197Au, 59Co, 176Lu и др.) в канале ЭК-1 показало различие этих характеристик в пределах 20-30%, что соответствует типичной неопределенности подобных экспериментов. Расчетные спектры нейтронов в каналах ОР, полученные с помощью MCU-HTR и MCNP, также хорошо согласуются между собой. Установлено, что плотность потока нейтронов в канале ЭК-1 реактора ОР при мощности 300 кВт достигает $4.5 \cdot 10^{10}$ н/(см²•с), что является достаточным для проведения испытаний детекторов.

Проведено сравнение нейтронных полей в экспериментальном канале реактора ОР и в канале отражателя реактора ВТГР. Установлено различие в спектрах: в то время как в ВТГР доминируют тепловые нейтроны (E < 0,625 эВ), в канале ОР значительную долю (около 50%) составляют надтепловые и быстрые нейтроны. Однако, для ионизационных камер деления это различие несущественно, так как доля реакций деления U-235 на нейтронах с энергией выше 0,625 эВ составляет не более 0,15% и не более 2,1% в реакторе ВТГР и ОР, соответственно. Для родиевого ДПЗ ситуация аналогична, однако вклад надтепловых нейтронов в скорость реакции деления в ОР составляет около 7-9%, тогда как в ВТГР – менее 1%.

Одним из основных этапов испытания детектора является экспериментальное определение его чувствительности к нейтронам. Чувствительность детектора определяют как отношение приращения его выходного сигнала к приращению плотности воздействующего на него нейтронного потока. Для сопоставления условий испытания детекторов в реакторе ОР и условий их эксплуатации в ВТГР сравнили расчетную величину, пропорциональную чувствительности детектора. Различие в данной величине между условиями в ОР и ВТГР меньше неопределенности, с которой на практике определяется чувствительность детектора, поэтому спектр в канале реактора ОР пригоден для проведения испытаний датчиков контроля нейтронного потока для ВТГР.

Таким образом, в работе показано, что реактор ОР является приемлемой и обоснованной экспериментальной базой для испытаний детекторов нейтронного потока, предназначенных для высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. Полученные результаты формируют основу для планирования реальных экспериментов для обоснования системы контроля нейтронного потока и системы внутриреакторного контроля РУ ВТГР в составе АЭТС.

Температура нейтронного газа как индикатор представительности нейтронно-физического эксперимента

Н.О. Кушнир, А.С. Лапин, А.В. Гроль, В.А. Невиница, С.Б. Данелия

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *восстановление, критстенд АСТРА, спектр, температура, эффекты реактивности, эксперимент*

При подготовке экспериментальных исследований необходимо знать степень соответствия экспериментальной модели моделируемому объекту. Одним из факторов, позволяющих судить о степени соответствия, может выступить спектр нейтронов. Наиболее распространенным способом определения спектра нейтронов является активационный метод, опирающийся как правило, на использование результатов измерений при помощи представительного для широкого диапазона энергий набора соответствующим образом калиброванных активационных детекторов и фольг с делящимся материалом с последующей обработкой результатов измерений [1–4] и применения соответствующих расчетных процедур для восстановления спектра нейтронов, например, при помощи программ КАСКАД [5,6] или STAYSL [7,8]. Набор используемых при этом активационных детекторов может составлять до 20-30 различных фольг, с индивидуальной для каждой методикой измерений (при этом еще необходимо обеспечить соответствующее качество изготовления этих фольг). Достаточно представительной характеристикой спектра нейтронов может быть такой параметр, как температура нейтронного газа, которая тоже определяется по результатам тех же активационных измерений с последующей процедурой восстановления спектра [1]. Однако этот параметр может быть определен до восстановления спектра нейтронов методом кадмиево-гадолиниевого термометра [9], после чего, зная температуру нейтронного газа, можно выполнить восстановление спектра нейтронов теплового реактора. В работе приведено сравнение предлагаемой и существующих методик восстановления спектра.

Температура нейтронного газа является одним из важнейших параметров, характеризующих спектр нейтронов в тепловых реакторных системах (в частности, ВТГР), которая может использоваться для оценки степени представительности и контроля экспериментов.

Данная работа посвящена анализу эксперимента по определению температуры нейтронного газа и ее использования для восстановления спектра нейтронов. Температура нейтронного газа была определена модифицированным методом кадмиево-гадолиниевого «термометра», опирающегося на результаты измерения малых эффектов реактивности. Применительно к методу кадмиево-гадолиниевого термометра в работе было приведено теоретическое обоснование определения температуры нейтронного газа через отношение эффектов реактивности с использованием теории возмущений и расчетный анализ эксперимента.

Эксперименты, подлежащие анализу в данной работе, проведены на критической сборке АСТРА, расположенной на базе НИЦ «Курчатовский институт» [10,11]. Приведено описание экспериментальной установки и процедуры эксперимента по определению температуры нейтронного газа.

В расчётах используется прецизионное программное средство SERPENT, реализующее метод Монте-Карло, а также расчётные модели критической сборки стенда АСТРА, на которых ранее был выполнен расчетный анализ широкого круга нейтронно-физических экспериментов: определение критических параметров, эффективности органов СУЗ, распределений скоростей реакций деления ^{235}U [12]. Поскольку измерения температуры нейтронного газа проводились на той же серии экспериментальных конфигураций, можно считать применение этих расчетных моделей достаточно обоснованным.

По результатам работы выполнено сопоставление экспериментально восстановленного спектра с расчётным. Выполнено расчетное обоснование модифицированной расчётной методики кадмиево-гадолиниевого «термометра». Для полного восстановления спектра в тепловом реакторе предлагается добавлять одно дополнительное измерение эффекта реактивности для определения кадмиевого соотношения. Таким образом, суммарно потребуется

три измерения для определения тепловой части спектра и одно дополнительное (при необходимости) – для надтепловой. Обязательные измерения включают в себя измерения эффектов реактивности, обусловленные внесением образцов из:

- Кадмия в алюминиевой матрице.
- Гадолиния в алюминиевой матрице.
- Непосредственно алюминиевой матрицы.

Опциональное измерение: эффект реактивности, обусловленный введением в сборку образца из алюминиевой матрицы, окруженной кадмиевым чехлом.

Литература

1. Брызгалов В.И., Ефимов Б.В., Ионов В.С, Коняев С.И., Марин С.В.. Определение параметров спектра нейтронов в обоснование применимости формализма Весткотта. Препринт ИАЭ-6444/5, Москва, 2006.
2. Islamgulov R.F., Lartsev V.D. N-spline reconstruction of neutron spectra on the basis of activation measurements // Atomic Energy. 2008. Т. 104. № 5. С. 387–397.
3. Васильев Р.Д., Ярына В.П. Определение спектра надтепловых нейтронов методом кадмиевых отношений для резонансных детекторов // Атомная энергия. 1975. Т. 38. № 5. С. 340–341.
4. Bryzgalov V.I., Demidov A.M., Dikarev V.S., Efimov B.V., Ionov V.S., Konyaev S.I., Marin S.V. Application of unified composite detectors for measuring neutron spectra // Atomic Energy. 2008. Т. 104. № 4. С. 299–307.
5. Севастьянов В.Д. Система моделирующих опорных полей нейтронов на исследовательских реакторах // Атомная энергия. 2000. Т. 88. № 5. С. 378–387.
6. Севастьянов В.Д. Совершенствование методов передачи размера единиц от госэталона ГЭТ 51-2017 // Альманах современной метрологии. 2019. № 1(17). С. 87–93.
7. Greenwood L.R., Johnson C.D. User Guide for the STAYSL. PNNL Suite of Software Tools, Richland, United States: Pacific Northwest National Laboratory, 2013.
8. Perey F.G. Least-squares dosimetry unfolding: the program STAYSL, Oak Ridge National Laboratory, 1977.
9. Смирнов О.Н., Демин В.Е. Кадмиево-гадолиниевый «термометр» тепловых нейтронов. Препринт ИАЭ-2547, Москва, 1975.
10. Ponomarev-Stepnoi N.N. и др. Experiments on HTR criticality parameters at the ASTRA facility of the Kurchatov Institute // Nuclear Engineering & Design. 2003. Т. 222. № 2. С. 215-229. DOI: 10.1016/S0029-5493(03)00013-X.
11. Пономарев-Степной Н.Н., Кухаркин Н.Е., Глушков Е.С. и др. Эксперименты на критическом стенде «Астра» в обоснование нейтронно-физических параметров ВТГР модульного типа. Препринт ИАЭ-6340/4, Москва, 2004.
12. Кушнир Н.О., Гроль А.В., Невиница В.А. Моделирование стохастических шаровых засыпок реакторов типа ВТГР // Вопросы атомной науки и техники серия: Ядерно-реакторные константы. 2025. № 1. С. 124–134.

Исследование свойства самозащищённости активной зоны реактора АЭС с ВВЭР-1200 в отдельных режимах маневрирования мощностью

Бочкова Е.Ю., Сперанский Ф.А.

Научно-исследовательское учреждение «Институт ядерных проблем» Белорусского государственного университета, Минск, Беларусь

Ключевые слова: *ксеноновые колебания, аксиальный офсет, ядерный реактор, активная зона, компьютерное моделирование, водо-водяной энергетический реактор.*

Суточное маневрирование мощностью успешно нашло свое применение в мировой практике эксплуатации энергоблоков АЭС, и применяется в целях регулирования выработки электроэнергии с учетом ее суточного потребления в энергосистеме. Работа в таких режимах предполагает изменение мощности энергоблока в течение суток в определённых проектом АЭС интервалах.

Тем не менее, так как режим суточного маневрирования относится к манёвренным режимам, он нуждается в регулировании и контроле за важными для безопасности параметрами в условиях непрерывно протекающих ксеноновых переходных процессов в активной зоне. В свою очередь, ксеноновые переходные процессы сопровождаются деформацией поля энерговыделения в аксиальном и радиальном направлениях активной зоны.

Моделирование выполнялось с целью исследования свойств самозащищённости реакторной установки для режимов суточного маневрирования, а также определения наиболее консервативных режимов маневрирования для анализа реактивностной аварии «Ошибка оператора при подавлении ксеноновых колебаний». Расчёты выполнялись для начала эксплуатации пятой топливной загрузки энергоблока № 1 Белорусской АЭС.

Одним из определяющих условий безопасной эксплуатации энергоблока ВВЭР в рассматриваемых режимах работы является мера неравномерности энерговыделения в активной зоне, количественным показателем которой является аксиальный офсет (далее – АО). АО определяется как разность энерговыделения верхней и нижней частей активной зоны реактора, отнесённая к общему энерговыделению. Безопасность энергоблока при его эксплуатации достигается регулированием поля энерговыделения органами регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) и развитыми свойствами самозашищённости реакторной установки. С учётом поставленных целей, при моделировании постулируется отсутствие регулирования ОР СУЗ.

В данной работе отдельно рассматривались ксеноновые переходные процессы в режимах маневрирования мощностью в интервалах [100%,75%] $N_{ном}$ и [100%,80%] $N_{ном}$ в одном цикле изменения мощности (см. Рис.1).

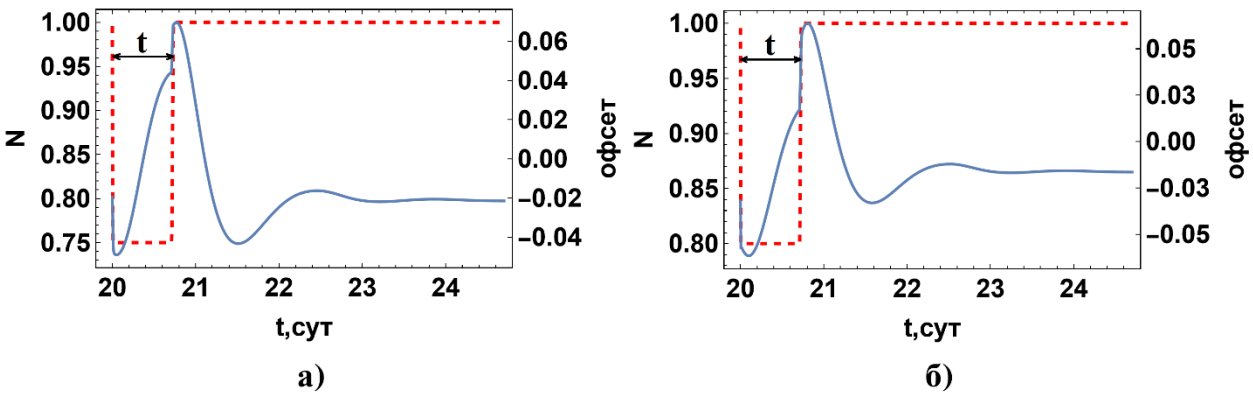


Рис. 1. График зависимости АО от времени при маневрировании мощностью с использованием ОР СУЗ и выдержкой t=17 ч для варианта а) на 75% $N_{ном}$ и варианта б) на 80% $N_{ном}$ (значения приведены для справок и носят наглядный характер)

Моделирование производилось с использованием ПК «РАДУГА-ЭУ» [1], включающего в себя ПС Десна, которое аттестовано для проведения нейтронно-физических расчетов активной зоны АЭС с ВВЭР. Высокая предсказательная способность разработанных моделей подтверждается предыдущими исследованиями [2].

Исследования проводились путём варьирования временных параметров маневрирования мощностью ($t \in [1,56]$ ч) в указанных выше интервалах мощности энерговыделений. По результатам вычислений проведён сравнительный анализ полученных значений АО для двух режимов маневрирования. Результаты моделирования приведены на Рис. 1-2, где вариант а) режим маневрирования мощностью в интервале [100%,75%] Nном, вариант б) режим маневрирования мощностью в интервале [100%,80%] Nном.

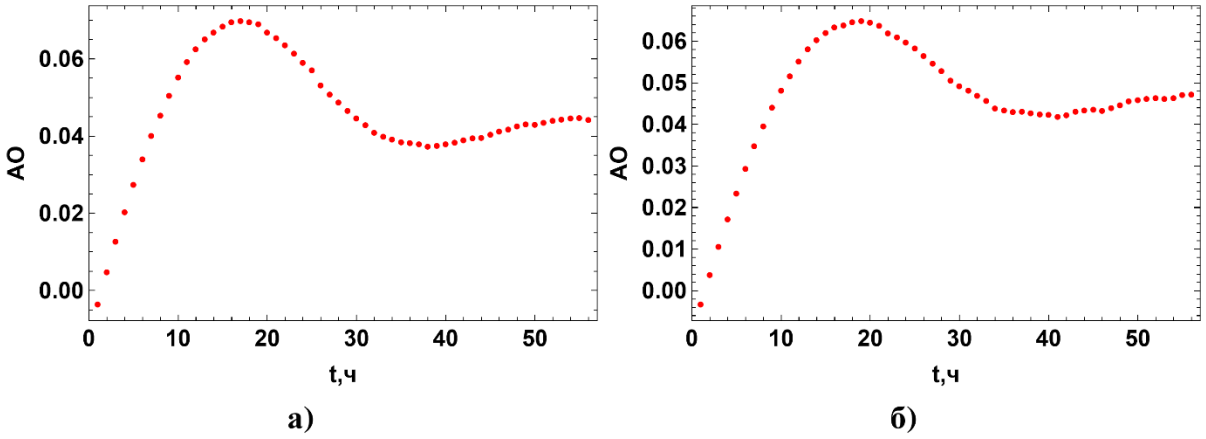


Рис. 2. График зависимости максимума значений АО после завершения манёвра 100-Х-100 % Nном от времени выдержки при варьировании $t \in [1,56]$ ч, где Х для варианта а) составляет 75% $N_{ном}$, а для варианта б) 80% $N_{ном}$ (значения приведены для справок и носят наглядный характер)

Стоит отметить, что зависимости минимума значений АО после завершения манёвра при варьировании $t \in [1,56]$ ч имеет аналогичный характер, что и зависимость максимума АО с теми же условиями (Рис. 2).

Из Рис. 2 следует, что АО для вариантов а) и б) достигает максимума на 17-ом и 19-ом часе выдержки соответственно. Существенная зависимость периода свободных колебаний АО от варианта маневрирования (а) и б)) не установлена. Значение периода свободных колебаний АО составило 45.12 ч для каждого варианта. При этом наибольшее значения максимумов АО достигаются вблизи полупериода свободных колебаний АО.

По результатам моделирования подтверждено наличие свойства самозащищённости реакторной установки для режимов суточного маневрирования мощностью. Кроме того, установлено, что для рассмотренных режимов и начальных условий для аварийного сценария «Ошибка оператора при подавлении ксеноновых колебаний» наиболее консервативным сценарием маневрирования мощностью является вариант а) с удержанием на мощности 75% $N_{ном}$ в течение 17 ч.

Литература

1. Игнатенко В. В., Кавун О. Ю., Козлов О. С. Программный комплекс РАДУГА-ЭУ для моделирования динамики энергоблока АЭС. Сборник трудов ГНИПКИИ «Атомэнергопроект». Москва, 2000. С. 45–60.

2. Сперанский Ф.А., Хрущинский А.А., Кутень С.А., Ульянов Н.К., Скульбедов Ю.С. Моделирование характеристик второй топливной загрузки энергоблока № 2 Белорусской АЭС с использованием ПС Десна // VIII Конгресс физиков Беларуси, Минск, 2026. С. 111–112.

Анализ способов увеличения топливной кампании ММР за счет изменения нейтронно-физических характеристик активной зоны

Кузнецов А.С., Бабухина Ю.С., Дмитриков А.В., Бабухин А.С., Терехова А.М., Самохин Д.С., Колесов В.В.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *малый модульный, выгорание, активная зона, отражатель, топливная кампания*

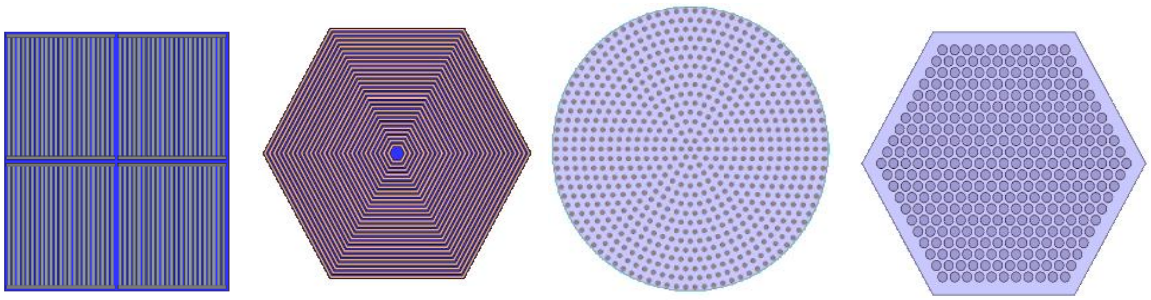
Основополагающим преимуществом атомных станций малой мощности (АСММ) с малым модульным реактором (ММР) перед традиционными крупноблочными АЭС с реакторами типа ВВЭР является смена экономической модели: переход от «экономии на масштабе» к «экономии за счёт серийности». Малые габариты исключают возможность прямой масштабной экономии, поэтому обязательным условием конкурентоспособности становится серийное производство. Заводское изготовление стандартизированных модулей, интегральные компоновки первого контура и широкое использование систем пассивной безопасности позволяют снизить удельные капитальные затраты (на кВт·ч), сократить сроки сооружения и расширить спектр применения ядерной энергии за пределы базовой нагрузки [1].

Благодаря меньшим размерам активной зоны снижается её мощность и возрастает отношение площади поверхности к объёму. Это повышает эффективность систем пассивной безопасности – как при штатной работе, так и в нештатных ситуациях. Для ММР интервал между перегрузками достигает 10–20 лет. Это кардинально снижает эксплуатационные логистические издержки, особенно для удалённых и изолированных площадок [2].

Малая суммарная радиоактивность активной зоны в сочетании с пассивными системами безопасности позволяет размещать ММР вблизи промышленных кластеров и крупных населённых пунктов [3].

Работа направлена на поиск такой компоновки модели активной зоны легководного теплового реактора, что его топливная кампания будет составлять 20-25 лет с наименьшим возможным начальным запасом реактивности. С целью снижения эффекта экранировки и увеличения выгорания рассмотрены тонкие плоские твэлы и стержневые твэлы меньшего диаметра, чем в высокомощных ВВЭР.

Рассмотрены активные зоны с твэлами различных типов (рис.1).



Тип 1 – плоские твэлы; Тип 2 – коцентрические плоские шестигранные твэлы;
Тип 3 – стержневые твэлы в коцентрической решетке; Тип 4 – стержневые твэлы в треугольной решетке

Рис. 1. Рассмотренные варианты типов и компоновок твэлов

Наиболее эффективной, с точки зрения утечки нейтронов, является цилиндрическая активная зона с коцентрической сеткой размещения твэлов (тип 3).

Основополагающей идеей является использование высокоэффективного отражателя для снижения утечки нейтронов в сочетании с высоким обогащением топлива и комбинацией

выгорающих поглотителей различной эффективности. Их компоновка представлена на рисунке 2.

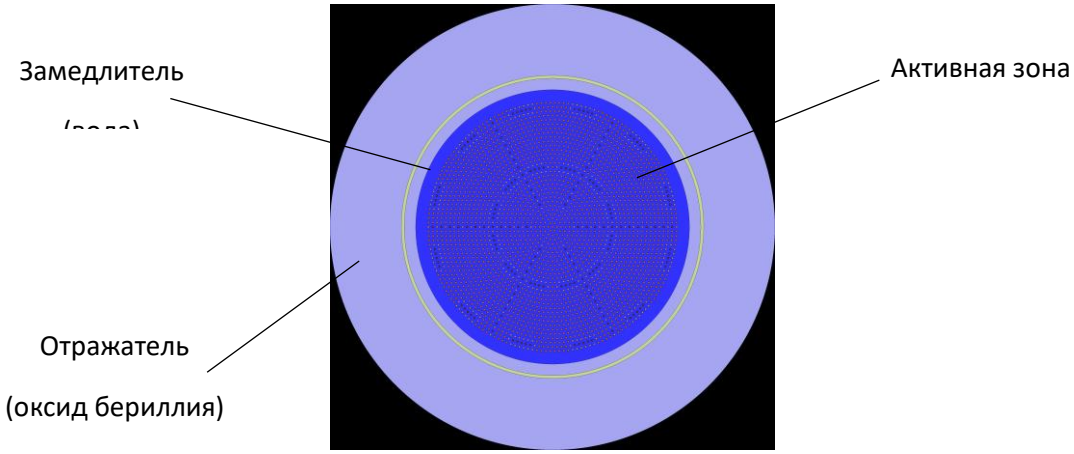


Рис. 2. Расчетная модель активной зоны с отражателем

Достигнута длительность кампании 23 года с запасом реактивности ~ 8,65% на выгорание. Данный запас реактивности компенсируется органами регулирования.

Совместное использование высокоэффективного отражателя и гетерогенного размещения выгорающих поглотителей обеспечивает компенсацию геометрической утечки нейтронов, характерной для активных зон малых размеров. Достижение 24-летней кампании при исходном запасе реактивности на выгорание порядка 8,65% обусловлено согласованностью кинетики выгорания поглощающих изотопов со скоростью убыли ядер делящихся нуклидов и накопления осколков деления. Данная синхронизация минимизирует отклонения эффективного коэффициента размножения нейтронов от единицы во времени, исключая появление локальных пиков избыточной надкритичности. Ограничение компенсируемого запаса реактивности величиной 8,65% определяет предельную физическую эффективность органов регулирования, что ограничивает величину положительной реактивности, вводимой в сценарии с полным извлечением стержней СУЗ.

Литература

1. Акимов А.М., Федорова С.А., Магдыч Е.А. К вопросу применения малых модульных реакторов // Энергетические установки и технологии. 2022. Т. 8. № 1. С. 134–137.
2. Шевалдина Е.И., Шевалдина К.С. Анализ малых модульных реакторов в энергосистемах центров обработки данных // Политехнический молодежный журнал № 4 МГТУ им. Н.Э. Баумана. 2025.
3. International Atomic Energy Agency. Small modular reactors: Catalogue 2024. Vienna: IAEA, 2024. 394 с.

Применение моделей атмосферного рассеяния для анализа безопасности для плавучих энергоблоков

Коняев П.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия

Ключевые слова: *Арктика, атомный флот, атмосферный перенос, «RELTRAN», методика расчета*

При проведении анализа безопасности ОИАЭ решается широкий круг задач, связанных с оценкой потенциального радиологического воздействия на население, персонал и окружающую среду. Модели атмосферного переноса стали неотъемлемой частью анализа безопасности для оценки доз облучения при штатной работе и оценки доз для сценариев постулируемых аварий. Так для стационарных ОИАЭ для решения этих задач в основном использовались упрощенные методы моделирования, имеющие тенденцию к завышению прогнозируемых характеристик при выходе за пределы области применимости моделей гаусовкого типа. Для плавучих объектов использование упрощённых моделей некорректно из-за свойственных им ограничений, в частности сложных орографических неоднородностей, создающие локальные возмущения, и необходимости дополнительного учёта атмосферных течений над акваторией. В этой связи, в рамках данной работы рассмотрены подходы применения моделей негауссового типа для задач обоснования безопасности плавучих объектов. В том числе, в сравнительном ключе, рассмотрено применение моделей атмосферного рассеяния в различных приближениях для решения задач оценки доз облучения населения при аварийных выбросах.

Для оценки применимости моделей атмосферного переноса для плавучих энергоблока в работе рассмотрен предельный случай со стационарным объектом в стандартных условиях и в условиях участка траектории Севморпути (СМП). Таким образом рассмотрены следующие комбинации условий моделирования:

- К1 – однородная территория; метеорологический ряд, представляющий собой набор возможных метеорологических параметров (таких как скорость и направление ветра, осадки, характеристики турбулентности и др.), построенный на основе данных метеорологического мониторинга; объект в стационарном положении;
- К2 – участок СМП (водная поверхность составляет более 30 % от рассматриваемой территории вокруг объекта); метеорологический ряд, построенный на основе данных метеорологического мониторинга; объект в стационарном положении;
- К3 – участок СМП; метеорологический ряд, построенный с использованием численной модели динамики атмосферы; объект в стационарном положении;

Представленный комплекс расчетов позволяет решать задачи оценки доз облучения населения при аварийных выбросах. Результаты расчетов демонстрируют применимость определённых метеорологических данных для моделирования переноса. В качестве метеорологического ряда в данном исследовании рассматриваются возможные реализации метеорологических условий за 2025 год. Дискретизация данных метеорологического мониторинга составляет 3 часа, тогда как шаг по времени в численной модели динамики атмосферы равен 1 часу.

Результаты моделирования доз облучения для комбинации условий К1 показывает, что результаты распределения прогнозируемых доз на население на рисунке 1а корреспондируются с розой ветров на рисунке 1б. Аналогичная картина прослеживается на комбинации условий К2, где равномерные результаты изменяются только из-за особенностей расчета переноса радиоактивных веществ в атмосфере в районе расположения крупного водоема. Разница в результатах моделирования между комбинациями К2 и К3 продемонстрировано на рисунках (в) и (г) и обусловлена двумя факторами. Первый фактор - это ограниченная

дискретизация данных стационарного мониторинга в 10 градусов. Второй это учёт дополнительных процессов в численной модели динамики атмосферы, характерных для прибрежной зоны.

Так, совокупное влияние крупного водоёма, отсутствие грубой дискретизации данных, орографических особенностей местности и региональной циркуляции воздушных масс обусловливает нелинейный характер пространственного поля прогнозируемых доз на население – то есть такое распределение, в котором изменение прогнозируемой дозы не пропорционально удалению от источника, а определяется траекторией перемещения облака выброса, формируемой в результате обтекания орографических препятствий и последующего взаимодействия с турбулентными неоднородностями потока. Таким образом показано, что упрощенные модели неприменимы для задачи моделирования плавучих энергоблоков и других ОИАЭ, находящихся у крупных водоемов. На сегодняшний день эти особенности также рассматриваются и проходят обсуждение при разработке новых документов МАГАТЭ применительно к плавучим объектам.

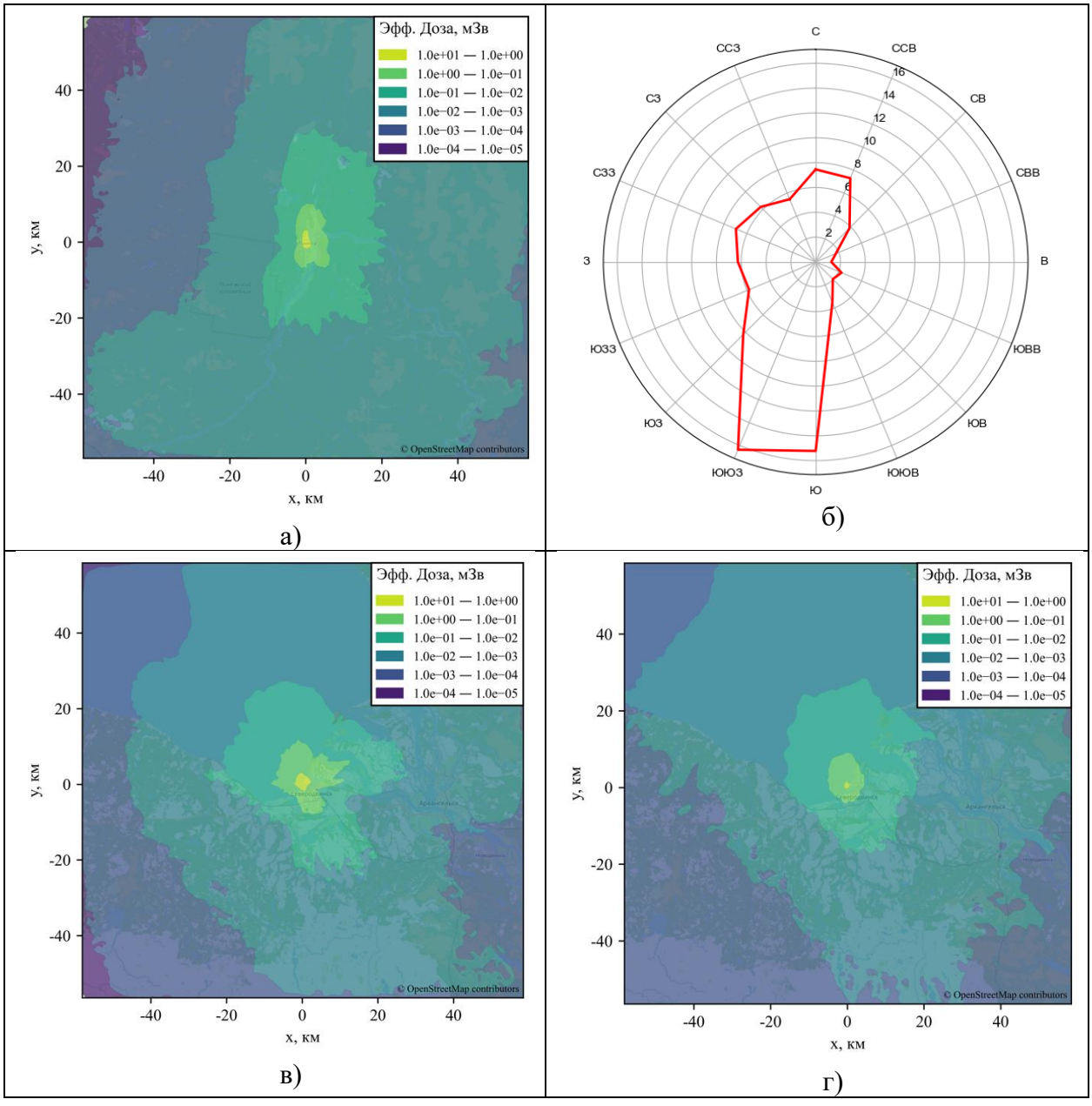


Рис. 1. Карты доз с уровнем достоверности 95%, основанная на данных метеорологических наблюдений для объекта с однородной территорией (а), основанная на данных метеорологических наблюдений на участке СМП (в), с использованием численной модели динамики атмосферы (г) и диаграмма розы ветров (б)

Расчетная модель боковых ионизационных камер АКНП ВВЭР-1000

Кудратов В.Н.[1], Соловьев Д.А.[2]

[1] *Ташкентский филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Ташкент, Узбекистан*

[2] *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

Ключевые слова: *ВВЭР-1000, АКНП, нейтронный поток, ионизационные камеры, перенос нейтронов*

В составе АКНП реактора ВВЭР-1000 внекорпусные ионизационные камеры (ИК), расположенные в биозащите, обеспечивают быструю оценку мощности для системы управления и защиты (СУЗ). Точное моделирование переноса нейтронов к датчикам критически важно для анализа динамики РУ. В ПК ПРОСТОР расчет активной зоны ведется в двухгрупповом диффузионном приближении с теплогидравлической моделью [1, 2], а константы готовятся в программе UNK [3].

Для повышения точности исходная упрощенная модель ИК в ПРОСТОР была заменена на новую. В ее основу легли прецизионные расчеты НИЦ «Курчатовский институт» по программе DORT (пакет DOORS 3.2) [4]. Перенос нейтронов моделировался методом дискретных ординат в P_3S_8-приближении [5] с 47-групповой библиотекой BUGLE-96 [6].

Расчетные оценки вкладов периферийных кассет получены на детальной радиально-азимутальной сетке (333 интервала по радиусу, 180 по азимуту), позволившей учесть гексагональную геометрию зоны и выгородки.

Для решения поставленной задачи были подготовлены две расчетные геометрические модели: радиально-азимутальная и радиально-аксиальная. В радиально-азимутальной модели (рисунок 1) использовалась достаточно мелкая сетка (333 интервала по радиусу и 180 интервалов по азимуту). Эта модель позволила достаточно детально описать гексагональную структуру активной зоны, границу между активной зоной и выгородкой, а также структуру выгородки. Данная модель использовалась в расчетах вклада кассеты в целом.

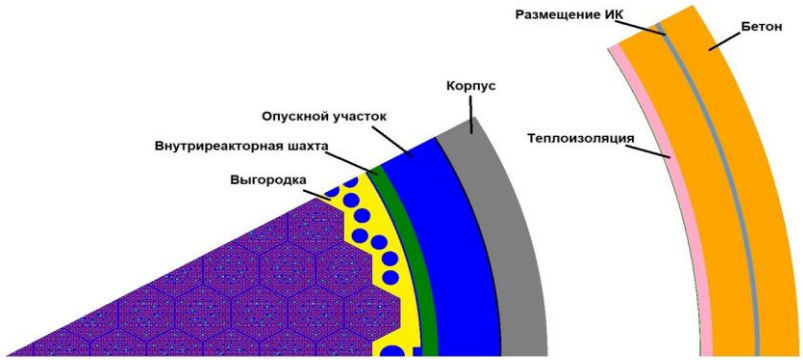


Рис. 1. Радиально-азимутальная расчетная модель реактора ВВЭР-1000/320

Расчет азимутальной зависимости вклада $K_i(\theta)$ кассеты i в интегральную по высоте плотность потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК в бетонной защите проводится по формуле:

$$K_i(\theta) = \frac{1 - \Phi_{t-i}(\theta)}{\Phi_t(\theta)}, \qquad (1)$$

Для корректного моделирования переноса нейтронов из активной зоны в места расположения ИК требуется учесть еще влияние плотности теплоносителя в опускном участке. Это делается следующим образом.

$$K_{\text{ih_опуск}}(\theta, z) = K_i(\theta) \cdot K_h(z) \cdot e^{K(\rho,T)} \quad (2)$$

Коэффициент K(ρ,T) подбирается методом наименьших квадратов при сравнении измеренных на АЭС и рассчитанных по модели п/к ПРОСТОР токов ИК на разных уровнях мощности.

Сравнение высотных зависимостей показаний блоков детектирования (БД) АКНП от высотного расположения БД относительно центра активной зоны представлено на рисунке 2 ниже. Сравнение выполняется между старой и новой моделями АКНП (разработана с использованием данных НИЦ «КИ») в составе п/к ПРОСТОР.

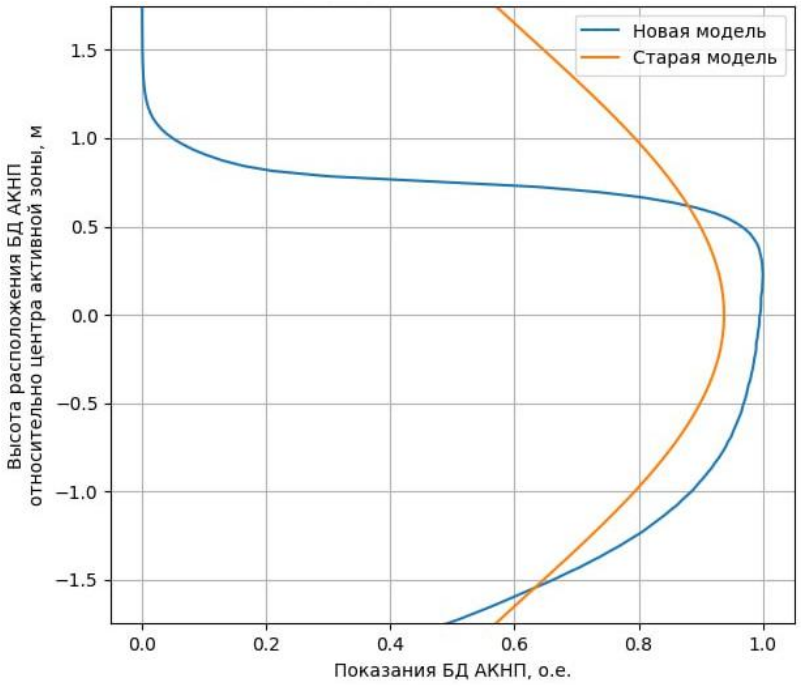


Рис. 2. Зависимость показаний БД АКНП от высотного расположения ИК

Литература

1. Будникова О.А., Выговский С.Б., Зимин В.Г. и др. Программный комплекс «ПРОСТОР» (версия 1). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2004612411 Роспатент. Заявка № 2004611802; зарегистр. 28.10.2004.
2. Выговский С.Б., Королев С.А., Чернов Е.В. и др. Опыт использования программного комплекса «ПРОСТОР» в расчетной поддержке эксплуатации АЭС с ВВЭР // Ядерная физика и инжиниринг. 2014. Т. 5, № 1. С. 15–28.
3. Анохин А.Ю., Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д. и др. Программный комплекс UNK для детального расчета спектра нейтронов в ядерных реакторах. Отчет ИЯР/РНЦ «КИ». Инв. № 35-410-4/81 от 18.05.2001. М.: ИЯР/РНЦ «Курчатовский институт», 2001.
4. Rhoades W.A., Simpson D.B., Emmett M.B. и др. DOORS 3.2: One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System. RSIC Code Package CCC-650.
5. Longfei Xu, Huayun Shen, Junxia Wei и др. Study of the PWR ex-core detector response simulation base on the 3D SN method // Ann. Nucl. Energy. 2020. Т. 139. С. 107223. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107223.

6. White J.E., Wright R.Q., Ingersoll D.T. и др. BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications. RSIC Data Library Collection, DLC-185, 1996.

Определение режима кипения теплоносителя по температурным флуктуациям

Павлюковский Н.В., Толоконский А.О., Куценко К.В., Делов М.И.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *двухфазный поток, кипение, микрохарактеристики кипения, спектральный анализ, дисперсия температуры*

Безопасная и эффективная эксплуатация высоконапряженных теплообменных систем, таких как ядерные реакторы, напрямую зависит от диагностики возникновения переходных режимов теплоотдачи: закипания теплоносителя и возникновения кризиса теплоотдачи. Поэтому возможность обнаружения такой смены режимов теплообмена является важной прикладной задачей.

Диагностика закипания теплоносителя в энергетическом оборудовании может быть основана на использовании спектрального анализа флуктуаций температуры нагревателя [1], а также метода, основанного на анализе зависимости дисперсии таких флуктуаций. Для разработки соответствующих методов диагностики и прогнозирования переходных режимов кипения и их экспериментальной валидации в настоящей работе использован теплогидравлический стенд [2]. Работа проводилась при двух разных перегревах θ (5 ℃ и 10 ℃) и двух разных расходах G (2 м^3/ч и 2.5 м^3/ч).

Целью настоящей работы является проверка и обоснование существующих методов спектрального анализа, позволяющих диагностировать режим кипения теплоносителя. В ходе выполненных исследований авторами предложены и апробированы три подхода к обработке спектральных характеристик.

Первый подход предполагает степенную аппроксимацию спектра в среднечастотном диапазоне вида: $\Phi(\nu) = C\nu^{-\alpha}$. Как было показано в работе [3] – в условиях большого объема показатель степени α достигает локального максимума в области перехода от конвекции к пузырьковому кипению. Это позволяет прогнозировать наступление переходного режима ещё до того, как он станет очевидным по стационарной кривой кипения. Было установлено, что переход к режиму кипения сопровождается достижением максимума величины $\alpha \approx 2$

Второй подход использует аппроксимацию спектром Лоренца: $\Phi(\nu) = C\frac{|\beta|}{\beta^2+\nu^2}$. Указанный параметр β следует интерпретировать как коэффициент затухания (показатель устойчивости Ляпунова). Таким образом, большое значение параметра характеризует устойчивый режим, что наблюдается при конвективной теплоотдаче и развитом кипении. В переходной области, напротив, указанный параметр претерпевает резкое изменение (Рисунок 1), которое позволяет надёжно обнаружить потерю устойчивости, тем самым определить начало переходного режима.

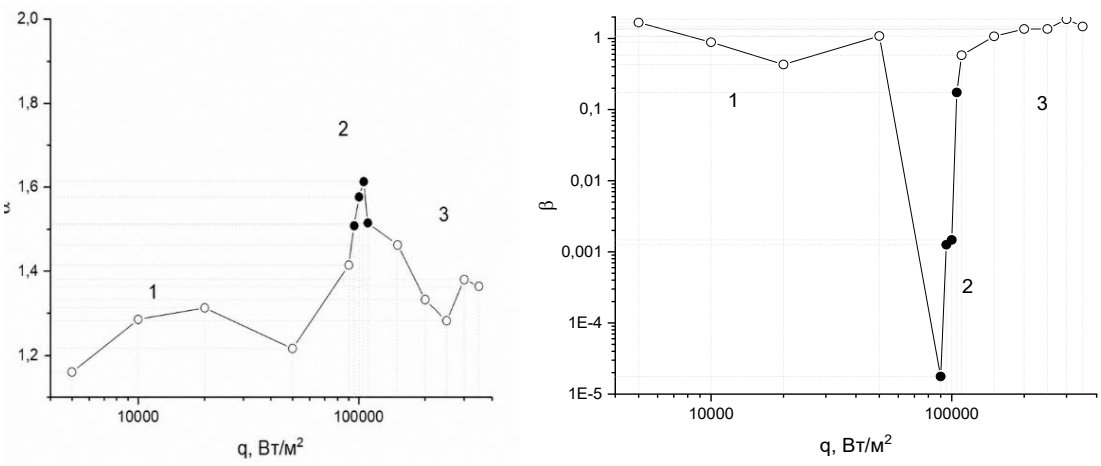


Рис. 1. Зависимость параметров α и β от величины теплового потока. Закрашенные точки – переходной режим от конвекции к пузырьковому кипению

Третий метод основан на контроле дисперсии температуры, измеряемой термопарой на нагреваемой поверхности. Полученные результаты показывают, что дисперсия достигает максимума при некоторой температуре, соответствующей началу кипения теплоносителя.

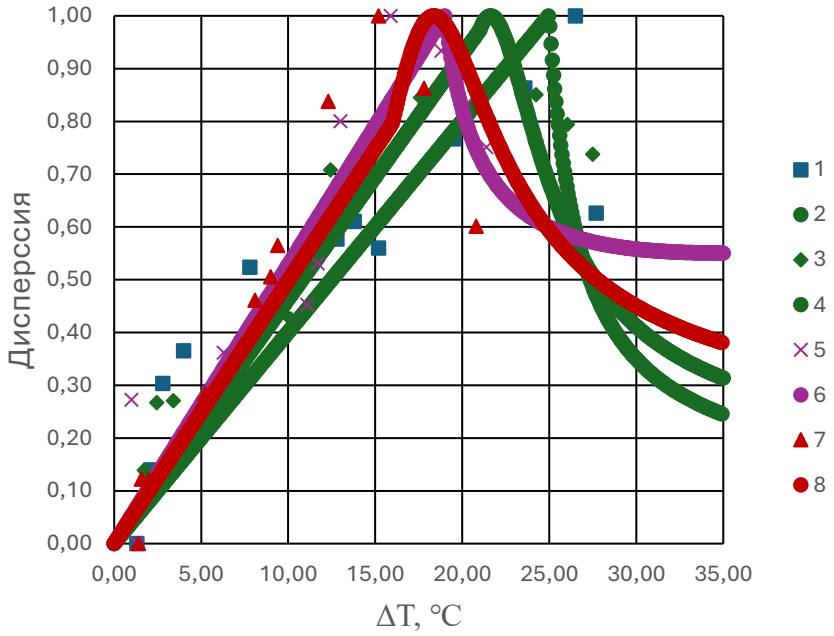


Рис. 2. Величина дисперсии флуктуаций температуры нагревателя в зависимости от перегрева (1,3,5,7 – результаты эксперимента, 2,4,6,8 – результаты расчёта).

Таким образом, предложенные методы спектрального и статистического анализа температурных флуктуаций предоставляют эффективные инструменты для диагностики режимов кипения и могут стать основой для систем предиктивной диагностики в ядерных энергетических установках.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-79-00251, https://rscf.ru/project/25-79-00251/

Литература

1. Litvintsova Y.E., Kuzmenkov D.M., Muradyan K.Y., Delov M.I., Kutsenko K.V. Diagnostics of Transient Heat-Transfer Regimes during Pool Boiling Based on Wavelet Transform of

Temperature Fluctuations // Therm. Eng. 2023. Т. 70. С. 875–884. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601523110101.
2. Лауар С., Делов М.И., Литвинцова Ю.Е., Кузьменков Д.М., Мурадян К.Ю., Навасардян М.В., Куценко К.В. Теплогидравлический стенд для разработки новых решений в области использования цифровых двойников объектов атомной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2020. № 2. С. 122–134. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2020.2.11.
3. Delov M. I., Litvintsova Y.E., Kuzmenkov D.M., Laouar S., Maslov Y.A., Lavrukhin A.A., Balakin B.V., Kutsenko K.V. Diagnostics of transient heat transfer regimes based on statistical and frequency analysis of temperature fluctuations // Experimental Heat Transfer. 2020. Т. 33. №. 5. С. 471–486. DOI: https://doi.org/10.1080/08916152.2019.1662517.

Исследование теплогидравлических характеристик ячеек ТВС реактора ВВЭР-1200 при добавлении выгорающих поглотителей в ТВЭЛ

Пикулик Г.О., Попов М.А.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *теплогидравлический расчёт, выгорающие поглотители, тепловыделяющая сборка, ВВЭР-1200, ячейка ТВЭЛа, температурное поле.*

Одной из ключевых задач при проектировании активных зон реакторов ВВЭР является эффективная компенсация избыточной реактивности в начале топливной кампании. Наряду с борным регулированием теплоносителя для этой цели применяются выгорающие поглотители (ВП), интегрированные непосредственно в топливную таблетку [1, 2]. Перспективным направлением является гетерогенное размещение ВП на основе оксидов эрбия, европия, диспрозия и неодима, а также гафния и карбида бора в виде тонких колец в центральной и периферийной областях топливной таблетки. Полагается, что нанесение дополнительного слоя ВП изменяет геометрию топливной таблетки и вносит в ТВЭЛ материал с теплофизическими свойствами, отличными от свойств диоксида урана, что может повлиять на температурное поле ТВЭЛа. Целью настоящей работы является оценка влияния гетерогенного размещения ВП в кольцах ТВЭЛа на теплофизические (теплогидравлические) характеристики различных типов ячеек ТВС реактора ВВЭР-1200 в режиме нормальной эксплуатации.

Тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1200 имеет треугольную решётку ТВЭЛов внутри шестигранного чехла [3], вследствие чего локальные условия теплообмена существенно различаются в зависимости от положения ячейки внутри сборки. Для анализа выделены пять характерных типов ячеек (см. рисунок 1): а) угловая ячейка ТВС, образованная одним ТВЭЛом и водой; б) ячейка на стороне шестигранника ТВС, образованная двумя ТВЭЛами, расположенными в один ряд вдоль стороны шестигранника; в) регулярная ячейка из трех ТВЭЛов; г) аналогичная регулярная ячейка, в которой один ТВЭЛ заменён направляющий канал системы управления и защиты (СУЗ); д) аналогичная ячейка с измерительным каналом внутриреакторного контроля (ВИК) вместо одного ТВЭЛа. Наличие направляющих и измерительных каналов, занимающих часть объёма теплоносителя, влияет на поТВЭЛьное распределение температур, а также приводит к локальному изменению нейтронного потока и, соответственно, локальной мощности энерговыделения в соседних ТВЭЛах, что обуславливает необходимость раздельного рассмотрения указанных типов ячеек.

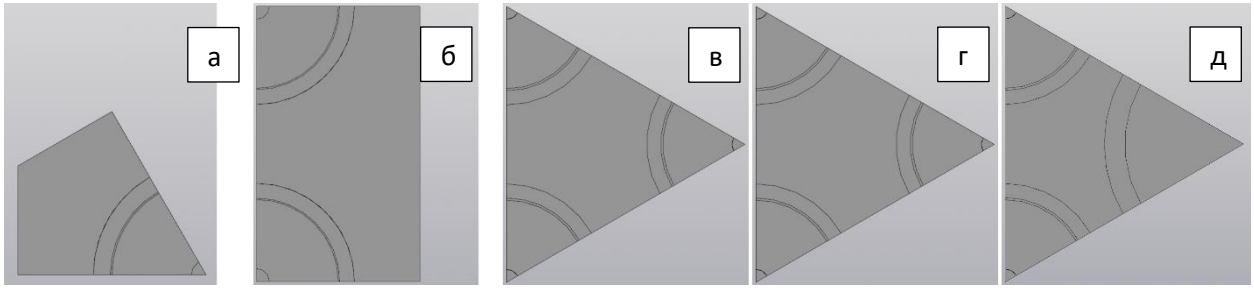


Рис. 1. Рассматриваемые типы ячеек ТВС ВВЭР-1200: а — угол ТВС; б — регулярная трехТВЭЛьная; в — с каналом СУЗ; г — с каналом ВИК; д — на стороне шестигранника (два ТВЭЛа в ряд)

В работе рассматриваются оксиды эрбия (Er_2O_3), европия (Eu_2O_3), диспрозия (Dy_2O_3) и неодима (Nd_2O_3), а также гафний (Hf) и карбид бора (B_4C) в качестве материалов выгорающего поглотителя. Поглотитель размещается в виде тонкого кольцевого слоя в двух вариантах: центральное кольцо — слой ВП располагается на внутренней поверхности топливной таблетки, со стороны центрального газового зазора, и периферийное кольцо — слой ВП располагается на наружной поверхности топливной таблетки, со стороны зазора между таблеткой и оболочкой ТВЭЛа [4]. В обоих случаях объём собственно топливного материала таблетки уменьшается на объём нанесённого слоя, при этом размеры центрального и периферийного газовых зазоров не изменяются. Расчёт температурного поля выполняется путём численного моделирования в модуле CFX ПК ANSYS (температура теплоносителя и линейная мощность энерговыделения ТВЭЛов характерны для середины топливной кампании), с учётом зависимостей теплофизических свойств диоксида урана, а также материалов оболочки, теплоносителя и выгорающего поглотителя от температуры. При этом не учитываются термическое и радиационное формоизменение материалов твэла, а также изменение нуклидного состава в процессе выгорания.

В рамках работы для выбранных материалов сравниваются максимальная температура топлива, температурный градиент по радиусу таблетки в различных поперечных сечениях и вклад дополнительного термического сопротивления слоя ВП для каждого из пяти типов ячеек и каждого варианта поглотителя и его размещения. Результаты позволят уточнить рекомендации по выбору типа выгорающего поглотителя и способа его размещения в ТВЭЛе с учётом допустимых эксплуатационных температур.

Литература

1. Музафаров А.Р., Савандер В.И. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР для снижения доли запаса реактивности, компенсируемого жидкостной системой при удлиненных кампаниях // Глобальная ядерная безопасность. 2022 №2(43). 42 с.

2. Альассаф С.Х., Савандер В.И. Использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторах типа ВВЭР при работе на удлиненных кампания // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2020. №3. С. 62–71.

3. Сперанский Ф.А. Монте-Карло модель реактора типа ВВЭР-1200 для вычисления альбедо отражателей [Электронный ресурс]. URL: https://www.bsuir.by/m/12_120147_1_88217.pdf (дата обращения: 03.10.2025).

4. Пикулик Г.О., Попов М.А. Сравнительный анализ нейтронно-физических характеристик для моделей ТВС ВВЭР-1200 с различными выгорающими поглотителями. Заседания тематических секций научной сессии НИЯУ МИФИ, 2026.

Сравнение амплитудно-частотных характеристик топливных таблеток с оксидным топливом типа ВВЭР в зависимости от наличия несплошностей с использованием расчетно-программного комплекса «Зенит-95»

Рубцов И.А., Стогов Ю.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ультразвуковая резонансная спектроскопия, собственные резонансные частоты, амплитудно-частотная характеристика, топливные таблетки, несплошности.*

Целью работы является расчетное исследование резонансных характеристик необлученных топливных таблеток типа ВВЭР для последующей постановки экспериментов методом ультразвуковой резонансной спектроскопии. В рамках работы рассматриваются не только собственные резонансные частоты топливных таблеток, но и их амплитудно-частотные характеристики (АЧХ), а также изменение формы и положения резонансных пиков при изменении геометрии, состава материала и наличии несплошностей.

Метод основывается на том, что по ряду резонансных характеристик таблеток можно получить информацию об их физико-механических свойствах, обследовать техническое состояние, в том числе выявить дефекты и неоднородности. [1] Схематически зависимость отклика таблетки от частоты может быть представлена в виде набора резонансных максимумов. Для бездефектной таблетки положение этих максимумов определяется ее геометрией и физико-механическими характеристиками. При наличии несплошности ожидается изменение как положения отдельных резонансных частот, так и параметров соответствующих пиков АЧХ. Таким образом, анализ только абсолютных значений резонансных частот может быть дополнен исследованием всей частотной характеристики. [2, 3]

В качестве расчетного инструмента используется программа «Зенит-95», позволяющая выполнять расчет динамических характеристик исследуемых моделей. Программа «Зенит-95» имеет аттестаты Ростехнадзора РФ по линейной статике № 148 от 20.02.2003, по задачам теплофизики № 200 от 21.06.2005, по задачам динамики: № 345 от 21.11.2013, разрешающие применение программы для расчетов объектов использования атомной энергии.

Для моделирования рассматриваются топливные таблетки типа ВВЭР с различными геометрическими и физическими параметрами. В расчетах предусматривается исследование таблеток из UO_2, а также таблеток с добавлением Gd_2O_3. Дополнительно рассматриваются модели таблеток с заданными несплошностями.

В рамках работы поставлены следующие задачи:

1. Построение расчетных моделей UO_2-, (UO_2-Gd_2O_3)-таблеток в программе «Зенит-95»;
2. Определение собственных резонансных частот исследуемых топливных таблеток расчетным методом;
3. Исследование влияния геометрических параметров топливных таблеток на собственные резонансные частоты;
4. Расчет собственных резонансных частот таблеток аналитическим методом [4, 5];
5. Сравнение значений собственных резонансных частот, полученных аналитическим методом, со значениями, полученными в программе «Зенит-95»;
6. Определение АЧХ топливных таблеток в заданном диапазоне частот расчетным методом;
7. Анализ изменения положения и параметров резонансных пиков АЧХ в зависимости от состава, наличия/отсутствия несплошностей.

Для проведения подтверждающих измерений таблеток типа ВВЭР методом ультразвуковой резонансной спектроскопии необходимо иметь:

- регистрирующую аппаратуру, позволяющую определять собственные резонансные частоты таблеток. Аппаратура содержит: а) перестраиваемый в диапазоне частот 20÷1000 кГц генератор синусоидальных электрических импульсов, к выходу которого подключен пье-

зоэлектрический излучатель, установленный на исследуемой таблетке; б) приемник ультразвукового сигнала с пьезоэлектрическим датчиком, установленным на исследуемой таблетке;

- методики выполнения подтверждающих измерений;
- образцы-стандарты (таблетки типа ВВЭР с известными технологическими характеристиками (состав, геометрия, микроструктура, наличие несплошностей и др.).

Литература

1. Баранов В.М. Неразрушающий контроль элементов контрукций физико-энергетических установок. Учебное пособие. – М.: Изд. МИФИ, 1982. 88 с.
2. Кудрявцев Е.М. Применение метода возмущений для ультразвукового контроля реакторных материалов и изделий. Дисс. канд. техн. наук. М.: МИФИ, 1979. 178 с.
3. А.Н. Аблеев, Б.Ф. Ануфриев, Е.М. Кудрявцев, С.П. Мартыненко; под ред. Е.М. Кудрявцева. Лабораторный практикум «Безопасность и надежность ЯЭУ»: учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. 60 с.
4. Иродов И.Е. Волновые процессы. Основные законы. Учебное пособие для вузов. 9-е изд. М.: Бином. Лаборатория знаний, 2023. 253 с.
5. Баранов В.М. Ультразвуковые измерения в атомной технике. М.: Атомиздат, 1975. 264 с.

Разработка и обоснование способа принудительного осушения нижних коммуникаций реактора РБМК-1000 для повышения взрывобезопасности в условиях тяжелой аварии

Гераскин И.Н., Краюшкин А.В., Рябов А.В., Тупотилов И.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *РБМК, тяжелая авария, взрывоопасные газы, управляющие воздействия*

Согласно устоявшемуся мнению, авария с полным обесточиванием по тяжести последствий перекрывает собой весь спектр запроектных аварий, за исключением реактивностных, для которых средства управления практически отсутствуют из-за своей скоротечности. В целях повышения безопасности эксплуатации энергоблоков с РБМК-1000 в настоящее время ведутся работы по разработке и обоснованию алгоритмов управления для персонала при тяжелых авариях. Ключевыми целями по управлению запроектной аварией на тяжелой стадии являются:

1. локализация топлива в пределах реакторного пространства;
2. исключение на всех этапах повторной критичности;
3. минимизация выхода радиоактивности за пределы помещений АЭС;
4. предотвращение возможных взрывных процессов из-за генерации водорода и других взрывоопасных газов.

Если вопросы локализации топлива, исключения повторной критичности и выхода радиоактивных веществ были подробно рассмотрены в работах [1-2] и обоснованы меры, направленные на минимизацию последствий развития запроектной аварии, то проблема взрывобезопасности была затронута только с точки зрения генерируемых объемов газов [3]. В данной работе выполнена численная оценка метода снижения объемов генерируемых взрывоопасных газов.

Для моделирования тяжёлой фазы запроектной аварии с полной потерей электроснабжения реактора РБМК применяется аттестованный код STEPAN-T. Расчёт ведётся в трёхмерной полномасштабной постановке, охватывающей как сам реактор, так и прилегающие металлоконструкции биологической защиты (схемы Е, ОР, КЖ, Л и Д).

Программа STEPAN-T позволяет моделировать помимо нестационарных температурных полей топлива, графита и окружающих конструкций, также рассчитывать подкритичность, генерацию водорода в пароциркониевой реакции, выход из топлива радиоактивных веществ в результате разгерметизации твэлов и нагрева топлива.

В работах [1–2] была показана эффективность мер по ослаблению последствий аварии, в первую очередь — восстановления охлаждения контура СУЗ. Этот метод основан на конструктивной особенности реактора РБМК — наличии независимого контура охлаждения активной зоны. Данный контур сохраняет способность отводить остаточное тепловыделение от реактора даже при полном прекращении стока тепла в КМПЦ. Контур включает порядка 200 равномерно размещённых в активной зоне каналов СУЗ, охлаждаемых водой при низком давлении, и обеспечивает отвод тепловой мощности около 20 МВт. Исходя из этого, в работе рассматриваются два варианта развития аварии: без управляющих воздействий и с задействованием охлаждения через контур СУЗ — с целью определения уровня температур и массы генерируемого водорода.

Показано, что интегральная генерация водорода, как без управляющих воздействий, так и с восстановления охлаждения контура СУЗ составляет 520 кг и 600 кг соответственно. В работе рассматривается методика принудительного осушения нижних водяных коммуникаций для повышения взрывобезопасности в условиях тяжелой аварии, благодаря которой можно существенно снизить массу генерируемых взрывоопасных газов. Данный метод заключается в принудительном дренировании нижних водяных коммуникаций через штатную систему продувки и расхолаживания.

Выполненное моделирование метода снижения генерации взрывоопасных газов показал:

1. управляемый сброс теплоносителя при давлении 0,4 МПа обеспечивает более эффективное обезвоживание нижних водяных коммуникаций и раздаточного группового коллектора от воды по сравнению со сценарием при 0,2 МПа;
2. кратковременное (90 секунд) открытие задвижек в систему продувки и расхолаживания позволяет сочетать преимущества быстрого слива с минимизацией нежелательных эффектов обратной циркуляции пара;
3. разработанная методика позволяет практически исключить генерацию взрывоопасных газов.

Литература

1. Краюшкин А.В., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием РБМК. Анализ возможности возникновения повторной критичности // ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов. 2022. № 5. С. 90-97.
2. Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием на реакторах типа РБМК // Журнал ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2024. № 1. С. 71-82.
3. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Генерация водорода в ходе тяжелой аварии с полным обесточиванием РБМК // материалы Курчатовской междисциплинарной молодёжной научной школы, г. Москва, Россия, 20–23 марта 2023 г, 362 с.

Оценка влияния отравления бериллиевых блоков на нейтронно-физические характеристики исследовательского реактора ВВР-СМ

Умаров Ш.Б.[1], Умарова М.О.[1], Кудратов В.Н.[1], Тран С. Х.[2], Тихомиров Г.В.[1]

[1] Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

[2] Университет Теннесси, Ноксвилл, США

Ключевые слова: *бериллиевый отражатель, ВВР-СМ, бериллиевое отравление, тритий, гелий-3, реактивность, OpenMC*

Влияние накопления ^{6}Li и ^{3}He на реактивность ранее изучалось для ряда исследовательских реакторов, таких как Advanced Test Reactor [1], ВВР-М [2], BR2 [3], MARIA [4], ВВР-К [5] и High Flux Isotope Reactor [6]. Выявлено, что данные изотопы вносят существенный отрицательный вклад в реактивность и требуют либо периодической замены бериллиевых блоков, либо учёта их состояния в расчётах. Так, для реактора ВВР-К максимальные концентрации ^{6}Li, ^{3}He и трития достигали $2{,}12\cdot10^{-6}$, $3{,}76\cdot10^{-8}$ и $3{,}53\cdot10^{-6}$ атом/(барн·см) соответственно, что привело к снижению запаса реактивности на величину $\rho \approx -0{,}4$ % k/k [5].

В настоящей работе выполнена количественная оценка накопления изотопов ^{6}Li, ^{3}He и трития в бериллиевых блоках отражателя исследовательского реактора ВВР-СМ за весь период его эксплуатации, а также анализ их влияния на нейтронно-физические характеристики реактора. Полученные результаты могут быть использованы для обоснования необходимости замены облучённых бериллиевых блоков.

Результаты оценки влияния накопленных продуктов облучения на реактивность реактора ВВР-СМ приведены в таблице 1. Рассматривались четыре состояния бериллиевого отражателя: все блоки свежие (неотравленные); все блоки отравленные; состояние после замены первого ряда бериллиевых блоков на свежие; состояние после перестановки местами блоков первого и второго рядов. За референтное принято состояние активной зоны с 24 ТВС типа ИРТ-4М и полностью свежим отражателем ($\rho = 5892{,}10 \pm 33$ pcm).

Накопленные за период эксплуатации с 1969 по 2024 год ^{6}Li и ^{3}He снижают запас реактивности до 3635,82 pcm. Это соответствует потере $\Delta\rho = 2256{,}28$ pcm относительно референтного состояния ($\Delta\rho/\rho = 62{,}06$ %). Потеря более чем в 60 раз превышает статистическую неопределённость расчёта (±33 pcm), что подтверждает статистическую значимость влияния бериллиевого отравления на реактивность реактора.

Замена только первого ряда бериллиевых блоков на свежие практически полностью восстанавливает реактивность: запас достигает 5720,86 pcm и отстаёт от состояния с полностью свежим отражателем лишь на 171,24 pcm (2,99 %). Это согласуется с ранее полученными распределениями скоростей реакций и концентраций продуктов облучения, согласно которым основное накопление ^{6}Li и ^{3}He происходит в блоках, прилегающих к активной зоне.

Перестановка местами блоков первого и второго рядов возможна только для 12 бериллиевых блоков на периферии активной зоны со сборками из 6 ТВС; для блоков, прилегающих к области с 4 ТВС, перестановка не выполнялась из-за отсутствия подходящих блоков для замены. Тем не менее и при таком подходе запас реактивности активной зоны составляет 5133,24 pcm, то есть на 758,86 pcm (14,78 %) ниже, чем при свежем отражателе. Это делает перестановку приемлемым промежуточным решением в случае, когда полная замена первого ряда нецелесообразна.

Таблица 1 – Влияния отравления бериллиевых блоков на запас реактивности

Параметр	Все блоки отравленные	Первый ряд блоков заменён на свежие	Перестановка первого и второго рядов	Все блоки свежие
Кэфф	1,03773 ± 0,00032	1,06068 ± 0,00032	1,05411 ± 0,00032	1,06261 ± 0,00033

ρ, pcm	3635,82 ± 33	5720,86 ± 33	5133,24 ± 33	5892,10 ± 33
Δρ, pcm	2256,28	171,24	758,86	—
Δρ/ρ, %	62,06	2,99	14,78	—

Для полностью отравлённого отражателя запас реактивности снижается на 2256 pcm, что составляет 38,3 % относительно свежего состояния. Полученная потеря более чем на порядок превышает статистическую неопределённость расчёта, что подтверждает её значимость.

Основной вклад в деградацию отражателя вносят бериллиевые блоки первого ряда, в которых сосредоточено накопление ^{6}Li и ^{3}He. Замена только этих блоков восстанавливает около 92 % потерянной реактивности (остаточное отставание от свежего отражателя — 171 pcm, или 2,99 %).

Ещё более экономичным решением является перестановка местами блоков первого и второго рядов. Такой подход восстанавливает около 66 % потерянной реактивности (запас 5133 pcm, отставание 14,78 %) без введения свежего бериллия.

Полученные результаты могут быть использованы при обосновании сроков и стратегии замены облучённых бериллиевых блоков, а также при планировании работ по модернизации и продлению срока эксплуатации реактора. Предложенный расчётный подход применим и к другим исследовательским реакторам с бериллиевым отражателем.

Литература

1. Smith A.C., Yoon W.Y., Auslander D.J. Reactivity effect of beryllium reflector poison in the ATR // Transactions of the American Nuclear Society. USA, 1991. T. 63. CONF-910603

2. Petrov Yu., Erykalov A., Onegin M. A Feasibility Study for Fuel Enrichment Reduction of the PNPI WWR-M Reactor. Preprint PNPI-2401, TH-58-2000. Gatchina: PNPI, 2000

3. Van Dyck S., Van Den Branden G. The restart of the BR2 reactor after its third refurbishment // Research Reactor Fuel Management Meeting (RRFM-2017). Rotterdam: European Nuclear Society, 2017

4. Andrzejewski K.J., Kulikowska T.A., Marcinkowska Z.E. Computations of fuel management in MARIA reactor with highly poisoned beryllium matrix // Nukleonika. 2008. T. 53. № 4. C. 173–179

5. Sairanbayev D.S., Koltochnik S.N., Shaimerdenov A.A. и др. Time History of Performance Parameters of WWR-K Reactor During Gradual Replacement of the Water Reflector by a Beryllium One // Russian Physics Journal. 2021. T. 63. № 12. C. 2096–2104. DOI: 10.1007/s11182-021-02286-6

6. Chandler D., Primm III R.T., Maldonado G.I. Reactivity Accountability Attributed to Beryllium Reflector Poisons in the High Flux Isotope Reactor. ORNL/TM-2009/188. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009

Разработка системы поддержки принятия решений при перегрузках топлива в реакторах РБМК на основе архивной информации

Загребаев А.М., Ястребов А.С.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *АЭС, РБМК, ТВС, перегрузки топлива, машинное обучение, градиентный бустинг, ядерный реактор*

Повышение операционной эффективности и обеспечение безопасности эксплуатации реакторов РБМК-1000 [1] напрямую зависят от точности учета выгорания и своевременного планирования перегрузок тепловыделяющих сборок (ТВС). В отличие от реакторов корпусного типа с периодическими перегрузками, канальные реакторы функционируют в режиме

непрерывной перегрузки топлива на мощности. Традиционные программные средства планирования опираются на математическое моделирование нейтронно-физических процессов с учетом строгого набора технологических ограничений (предельно допустимые мощности каналов, регламентное энерговыделение, запреты по отказавшим датчикам) [2].

Однако результаты расчетных моделей носят рекомендательный характер, предлагая обычно 10–15 ТВС-кандидатов. Окончательный выбор 2–3 ТВС осуществляет инженер-физик АЭС, руководствуясь не только расчетом, но и эвристическими соображениями, а также реальным технологическим контекстом: готовностью разгрузочно-загрузочной машины, наличием свежего топлива и ТВС в бассейнах выдержки, пригодных для дожигания. Таким образом, задача выбора ТВС носит характер многокритериальной оптимизации с жесткими ограничениями. Хотя применение методов искусственного интеллекта в атомной энергетике активно развивается [3, 4], подавляющее большинство исследований ограничено системами ВВЭР, а применительно к специфике РБМК подобные задачи ранее не рассматривались. В связи с этим актуальной является разработка метода классификации событий перегрузки ТВС на основе архивных данных ИИС «СКАЛА-Микро», формализующего когнитивные предпочтения и практический опыт инженеров-физиков для дополнения штатных расчетных комплексов.

Для обработки ретроспективных массивов технологических данных была реализована конвертация исходных бинарных файлов логов в колоночный формат Apache Parquet. На основе физической специфики РБМК-1000 сформирован пространственно-временной вектор из 28 признаков, включающий усредненные параметры технологических каналов в пространственных окнах 3 на 3 ячеек, а также динамические маркеры 1-го и 2-го порядков (скорости и ускорения изменения мощности и расхода теплоносителя).

Классификация состояний каналов выполнялась с помощью алгоритмов градиентного бустинга (CatBoost, XGBoost, LightGBM). Подбор гиперпараметров проводился по критерию минимизации функции потерь Logloss, а решение проблемы экстремального дисбаланса классов достигалось калибровкой вероятностного порога бинаризации. Для практической проверки разработан модульный программный комплекс визуализации (Python, PyQt5), объединяющий блоки загрузки данных, генерации признаков, машинного обучения и 2D-визуализации картограммы активной зоны.

Экспериментальные исследования на массиве данных ИИС «СКАЛА-Микро» подтвердили преимущество алгоритма CatBoost перед другими моделями. Оптимизация вероятностного порога позвонила минимизировать число ложноположительных срабатываний в зонах плотного регулирования СУЗ.

Таблица 1 – Показатели качества моделей бинарной классификации перегрузки ТВС.

Модель	Точность(%)	Полнота(%)
XGBoost	74,2	67,1
LightGBM	76,4	60,3
CatBoost	84,2	64,2

Детальный анализ ошибок показал, что модель устойчиво идентифицирует глубокое физическое выгорание топлива, не откликаясь на кратковременные локальные всплески мощности, вызванные извлечением соседних поглотителей. Высокое значение Точности (85,2%) уменьшает вероятность срабатывания ложной тревоги при работе оперативного персонала.

Разработанный метод и программный модуль доказали высокую эффективность применения градиентного бустинга для анализа параметров активной зоны РБМК-1000. Предлагаемый подход предназначен для дополнения штатных программных пакетов планирования перегрузок [2]. Созданный задел планируется использовать в качестве экспертного блока в двухконтурных системах поддержки принятия решений – как для предварительного сужения области поиска перегружаемых ТВС с последующим уточнением по математической модели, так и для отбора наиболее предпочтительных кандидатов из списка, сформированного традиционными нейтронно-физическими расчетами.

Литература

1. Доллежаль Н.А., Емельянов И.Я. Канальный энергетический ядерный реактор. М.: Атомиздат, 1980. 208 с.
2. Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В., Плеханов Р.В. и др. Методика и пакет прикладных программ планирования перегрузок топлива РБМК // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2010. № 3.
3. Аспекты внедрения приложений искусственного интеллекта в атомной энергетике. Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2025. (Серия МАГАТЭ по ядерной энергетике. № NR-T-1.26).
4. Кузина Е.А. Анализ особенностей применения методов искусственного интеллекта в атомной энергетике [Электронный ресурс]. URL: https://lib-repository.mephi.ru/conferences_mephi/2024_sbornik_nauchnikh_rabot_studentov_i_aspirantov_iiks.pdf#page=25 (дата обращения: 08.08.2026).

Моделирование выхода газовых продуктов деления в случае разгерметизации оболочки твэла реактора со свинцовым теплоносителем

Чубаров М.А., Коновалов И.И., Тихомиров Г.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *свинцовый теплоноситель, газовые продукты деления, ГПД, ксенон, нитридное топливо, CFD, мультифизические расчеты*

При разгерметизации оболочки твэла накопленные в его свободном объёме газовые продукты деления (ГПД) начинают поступать в теплоноситель. Интенсивность и продолжительность этого процесса определяют характер переноса ГПД в первом контуре и могут оказывать влияние на локальные теплогидравлические условия в области повреждённого твэла. В связи с этим описание динамики истечения газа является важной составляющей анализа последствий разгерметизации. В кинетических моделях первого порядка перенос ГПД из свободного объёма твэла в теплоноситель характеризуется коэффициентом скорости истечения ε, определяющим интенсивность уменьшения количества газа во внутреннем объёме. Для реакторов со свинцовым теплоносителем количественные данные о временной зависимости данного коэффициента отсутствуют, что ограничивает возможность моделирования начальной стадии истечения ГПД [1].

В связи с этим в работе выполнено моделирование нестационарного истечения смеси He-Xe-Kr через локальный дефект оболочки твэла реактора БРЕСТ-ОД-300 в свинцовый теплоноситель. Начальные условия для расчёта были сформированы на основе результатов последовательного нейтронно-физического, теплогидравлического и топливного моделирования [2]. Для рассматриваемого состояния твэла при среднем выгорании нитридного топлива 8% т.ат. начальное давление газовой смеси под оболочкой непосредственно перед разгерметизацией составило 0,6 МПа. Нестационарное двухфазное течение через сквозной дефект диаметром порядка 1 мм моделировалось в программном пакете ЛОГОС методом VOF с использованием модели турбулентности k-ω SST.

Коэффициент скорости истечения ε определялся на выбранных временных шагах по отношению массового расхода газовой фазы через дефект к массе газа, остающейся во внутреннем объёме твэла [3]. Полученная зависимость $\varepsilon(t)$ имеет выраженный импульсный характер (рис. 1). На начальной стадии истечения $\varepsilon(t)$ быстро возрастает и достигает максимального значения 12,7 $с^{-1}$ при t = 0,016 с, после чего монотонно уменьшается. К моменту времени t = 0,3 с происходит практически полное выравнивание давлений фаз и направленное истечение газа прекращается. За этот интервал в свинцовый теплоноситель поступает около 59% количества ГПД, находившегося в свободном объёме непосредственно перед разгерметизацией.

Для использования полученного результата в кинетических моделях первого порядка полученная зависимость $\varepsilon(t)$ была аппроксимирована следующей функцией:

$$\varepsilon(t) = \left(1 - e^{-t/\tau_r}\right)\left[C_1 e^{-t/\tau_1} + C_2 e^{-t/\tau_2}\right], \quad (1)$$

где $C_1 = 161{,}0$ $с^{-1}$; $C_2 = 24{,}44$ $с^{-1}$; $\tau_r = 1{,}091 \cdot 10^{-2}$с; $\tau_1 = 1{,}504 \cdot 10^{-3}$с; $\tau_2 = 4{,}529 \cdot 10^{-2}$с. Множитель $(1 - e^{-t/\tau_r})$ описывает установление истечения после появления дефекта, а две экспоненциальные составляющие учитывают различные характерные времена затухания переходного процесса. Коэффициент детерминации аппроксимации составил $R^2 = 0{,}981$, отклонение её интеграла от CFD-результатов – 3,75%.

Таким образом, начальная стадия выхода ГПД при разгерметизации твэла со свинцовым теплоносителем характеризуется выраженной нестационарностью, вследствие чего её описание постоянным коэффициентом скорости истечения в полной мере не отражает динамику процесса. Полученная аппроксимационная зависимость (1) позволяет учитывать изменение ε во времени и может использоваться в кинетических моделях первого порядка для расчёта поступления ГПД в теплоноситель на начальной стадии разгерметизации.

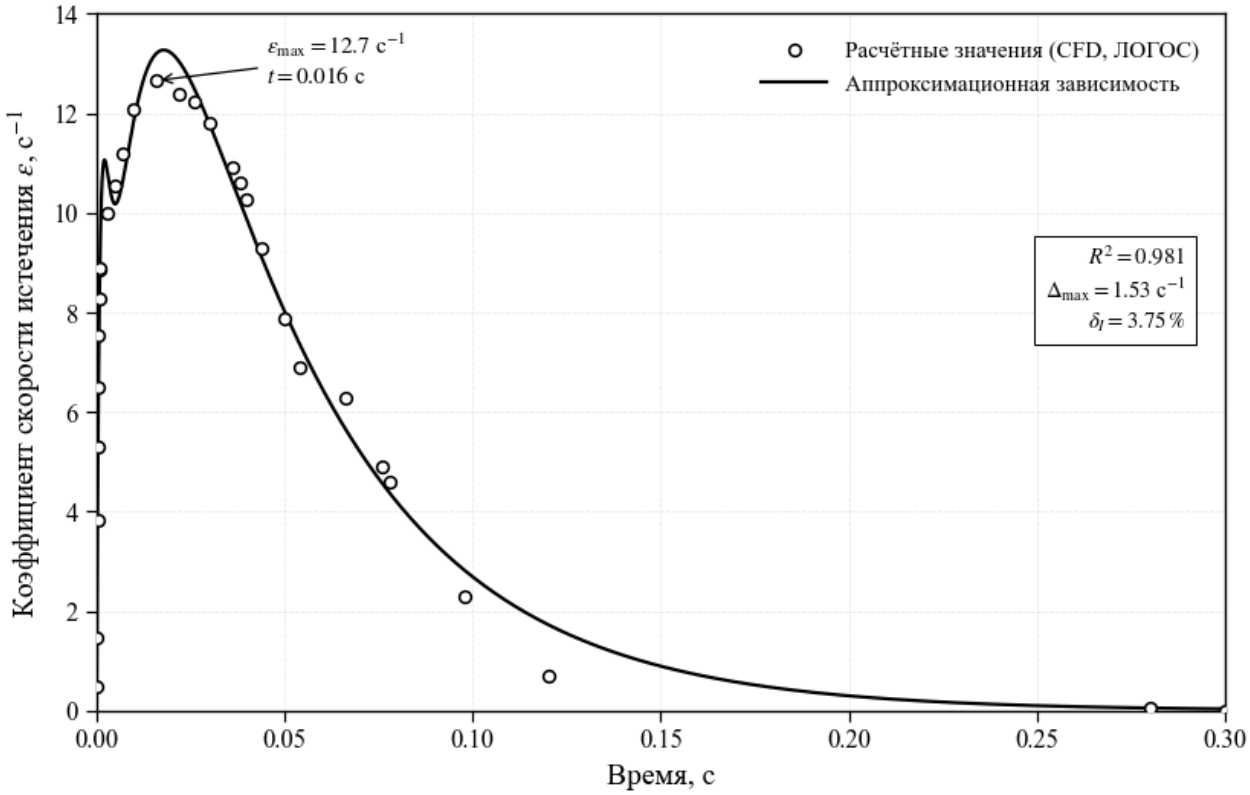


Рис. 1. Зависимость коэффициента скорости истечения ГПД в свинцовый теплоноситель от времени

Литература

1. Wang M. и др. Review of fission gas release in liquid metal reactor fuel cladding failure accident //Nuclear Engineering and Design. 2024. Т. 419. С. 112981.
2. Chubarov M. и.др. Development of a test task for coupled neutronic and thermal-hydraulic analysis of LFR fuel cell //Nuclear Engineering and Technology. 2025. Т. 57. №. 11. С. 103763.
3. Dong B. и др. CFD study on mechanisms of fission gas burst release from defective fuel rods of a typical PWR //Annals of Nuclear Energy. 2020. Т. 140. С. 107089.

Секция 2. Тестовые задачи, коды, базы данных и комплексные расчеты ядерных реакторов

Расчет тестовых моделей реактора БН-1200 при гомогенной трансмутации минорных актинидов с помощью программы JARFR

Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронно-физический расчет, выжигание МА, диффузионное приближение, бенчмарк*

В настоящее время проводятся работы по исследованию в поддержку замкнутого топливного цикла с целью минимизации РАО, в которые входит вопрос трансмутации минорных актинидов в быстрых реакторах. Ключевую роль в этом играют нейтронно-физические расчеты топливной кампании и основных свойств активной зоны. В рамках «Комплексной программы по дожиганию минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах» (КПМА)[1] под эгидой АО «ТВЭЛ» была выполнена серия работ по кросс-верификации методов моделирования и кодов, используемых в научных и конструкторских организациях страны. Участники от НИЦ «Курчатовский институт» принимали в ней активной участие с программой JARFR.

Программа для ЭВМ JARFR является аттестованным кодом для нейтронно-физических расчетов реакторов серии БН (БН-600, БН-800, БН-1200М) и используется генеральным конструктором ОКМБ «Африкантов» для проектных расчетов БН-1200М. JARFR использует 26-групповое разбиение для описания энергетической зависимости, диффузионное приближение для решения уравнения переноса, позволяет вести расчет параметров кинетики и коэффициентов чувствительности с помощью теории возмущений, осуществлять выгорание и получать другие характеристики. Для подготовки констант используется CONSYST/CROSSER и библиотеки БНАБ-93 и БНАБ-РФ-24.

Расчетная серия включает в себя шесть различных тестовых моделей активной зоны БН-1200М со СНУП и МОКС топливом, с гомогенным или гетерогенным размещением топлива и воспроизводящих экранов или вставок, для различных топливных кампаний.

В ходе моделирования были использованы различные подходы: от традиционных методов моделирования, до разработанных недавно, включая использование процедурно строящихся мелкосеточных моделей, внешнего модуля изотопной кинетики, и другие нововведения.

Полученные результаты находятся в хорошем согласии с результатами, полученными другими участниками, что говорит о возможности эффективного моделирования дожигания минорных актинидов в реакторе БН-1200М с различными топами топлива, и обоснованности подходов, применяемых при проведении проектных расчетов.

Литература

1. Кросс-верификация кодов на тестовых моделях реактора БН-1200 при гомогенной трансмутации минорных актинидов: М.: НИЯУ МИФИ, 2026. 128 с.

Коэффициенты ветвления в расчётах нуклидной кинетики

Рыжков А.А., Пугачев А.А., Терновых М.Ю., Г.В. Тихомиров

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *коэффициенты ветвления, минорные актиниды, непутний-237, америций-241*

При распаде некоторых нуклидов могут существовать несколько каналов, где вероятность распада по каждому каналу определяется коэффициентами ветвления. Помимо различных каналов распада нестабильных ядер в некоторых случаях в результате ядерных реакций могут образовываться нуклиды в основном и в долгоживущем возбуждённом (метастабильном) состояниях.

Наиболее известным примером является реакция $^{241}\mathrm{Am}(n,\gamma)$, результатом которой являются либо $^{242}\mathrm{Am}$, либо $^{242\mathrm{m}}\mathrm{Am}$, где последний обладает значительно большим периодом полураспада, диктуя необходимость корректного учёта коэффициентов ветвления. Учёт данных коэффициентов усложняется наличием в ряде случаев сильной энергетической зависимостью, к которому относится и реакция $^{241}\mathrm{Am}(n,\gamma)$, делая необходимым учёта моделируется ли тепловой или быстрый реактор.

В настоящей работе рассматривается подход к учёту коэффициентов ветвления в современных программных средствах, таких как OpenMC [1], Serpent [2] и SCALE [3]. Рассматриваются эффект этих различий и их источник в моделировании нуклидной кинетики на примере быстрого натриевого реактора для $^{237}\mathrm{Np}$ и $^{241}\mathrm{Am}$.

Литература

1. Romano P.K., Horelik N.E., Herman B.R. и др. OpenMC: A state-of-the-art Monte Carlo code for research and development // Annals of Nuclear Energy. 2015. Т. 82, С. 90–97. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.07.048
2. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T. и др. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Annals of Nuclear Energy. 2015. Т. 82, С. 142–150. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024
3. Wieselquist W.A., Lefebvre R.A., Jessee M.A. SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, US. Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834, 2020

Особенности использования сборника ICSBEP при верификации программы TDMCC для расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов

Шашков Е.С., Карпович Г.В., Джаландинов А.Д.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *верификация, TDMCC, ВВЭР, МОКС-топливо, ядерные данные*

Программа TDMCC, реализующая решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло, применяется в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов активных зон реакторов ВВЭР, а также средств обращения со свежим и отработавшим топливом.

В настоящее время проводится повторная аттестация данной программы для расчета $К_{эфф}$ с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VIII.0. В данной работе представлены избранные результаты верификации программы TDMCC на основе экспериментов из сборника International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (ICSBEP), включающего в себя эксперименты с водной решеткой твэлов и урановым и МОКС-топливом.

Из полученных результатов была отмечена взаимосвязь между используемыми для верификации экспериментами и временем выпуска библиотек оцененных ядерных данных:

- для более новых экспериментов результаты моделирования лучше сходятся с экспериментальными данными вне зависимости от используемых библиотек;
- при моделировании старых экспериментов, проведенных в 70-80-е гг., переход на новые библиотеки оцененных ядерных данных может привести к необоснованному росту неопределенностей.

Том сборника ICSBEP, посвященный МОКС-топливу, в основном состоит из старых экспериментов, поэтому требуется существенное обновление базы экспериментальных результатов в свете выпуска новых библиотек оцененных ядерных данных.

По результатам проведенных расчетов сделаны выводы относительно возможности использования программы TDMCC для расчета нейтронно-физических характеристик реактора.

Определение максимальных параметров гомогенного выжигания америция в режиме стационарной загрузки при многократном рецикле в реакторе типа БН с МОКС-топливом

Исанов К.А., Закиров Н.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *гомогенная трансмутация, эффективность трансмутации, скорость трансмутации, объем трансмутации, наработка кюрия, многократный рецикл, изотопный состав плутония, реактор типа БН-1200*

Следующим этапом развития ядерной энергетической системы РФ является переход к замкнутому ядерному топливному циклу на базе двукомпонентной ядерной энергетической системы с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах. Необходимость перехода к ЗЯТЦ обусловлена рядом комплексных факторов: истощением запасов природного урана; накоплением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ); а также накоплением в составе ОЯТ урана, плутония и минорных актинидов.

Переход к ЗЯТЦ подразумевает возврат в топливный цикл и повторное использование (многократный рецикл) урана и плутония, а также наличие опциональной возможности различного (по методам) вовлечения минорных актинидов (МА) с целью минимизации их накопления. Таким образом, одной из задач замкнутого ядерного топливного цикла является повторное вовлечение МА с последующими трансмутацией и выжиганием, с целью снижения объема, потенциальной биологической опасности и активности РАО через десятки и сотни лет, а также снижение и минимизация объемов матрицы при остекловывании и захоронении РАО.

Вовлечение МА в ядерный топливный цикл для эффективной трансмутации и выжигания без потери энергетического потенциала топлива возможно только в быстрых реакторах, ввиду их спектральных и балансовых особенностей [1]. По методу размещения и вовлечения МА можно разделить на гомогенный (основной) и гетерогенный (альтернативный). Под гомогенным вовлечением подразумевается равномерное (по массовой доле) добавление МА в топливную матрицу твэл всех ТВС активной зоны.

На эффективность трансмутации и выжигания, а также на баланс МА при гомогенном методе трансмутации главным образом влияют два фактора – массовая доля МА, изотопный состав плутония топлива стартовой загрузки и топлива подпитки активной зоны [2–4]. Таким образом, в рамках перехода и реализации ЗЯТЦ в соответствии с «Генеральной схемой размещения объектов электроэнергетики до 2042 года» подразумевается строительство и ввод в эксплуатацию до 7 РБН-1200 (с выбором и обоснованием основного серийного

РБН вводимого в эксплуатацию после 2037 года), в т.ч. и реакторов типа БН-1200. Так, учитывая возможное количество энергоблоков и стратегию перехода к ЗЯТЦ с возможностью в т.ч. гомогенного вовлечения МА в топливо и топливный цикл реакторов типа БН-1200 необходимо исследование и обоснование эффективности гомогенной трансмутации МА (главным образом америция) в зависимости от изотопного состава плутония МОКС-топлива при формировании стартовых загрузок активных зон и дальнейшем многократном рецикле плутония и америция [5].

Целью работы является исследование влияния изотопного состава плутония МОКС-топлива с различной массовой долей америция в свежем топливе на эффективность трансмутации америция, изменение баланса трансмутируемого америция, а также скорость накопления и выгрузки кюрия при многократном рецикле.

Литература

1. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. 2020. Т. 128. № 2. С. 82–87.
2. Исанов К.А., Сусакин В.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В. Исследование влияния изотопного качества плутония МОКС-топлива на накопление и эффективность выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2024. № 4. С. 137–152.
3. Исанов К.А., Сусакин В.А., Закиров Н.А. и др. Сравнительный анализ эффективности гомогенного выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН с МОКС- и СНУП-топливом // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2025. № 1. С. 75–90.
4. Исанов К.А., Закиров Н.А., Гулевич А.В. Исследование многократного рецикла америция при гомогенном выжигании в реакторе типа БН // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2025. № 3. С. 45–58.
5. Бурьевский И.В., Гулевич А.В., Гурская О.С. и др. Поиск путей уменьшения материальных потоков при обращении с америцием и кюрием в топливных циклах реактора типа БН-1200 // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2026. № 2. С. 135–153.

Вычисление симметричных пробных функций в методе поверхностных гармоник

Ельшин А. В.[1,2], Лемешев А. В.[1,3]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия

[2] ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого, Сосновый Бор, Россия

[3] СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург, Россия

Ключевые слова: *метод поверхностных гармоник, симметричные пробные функции, трёхмерный гетерогенный реактор, треугольная решётка, квадратная решётка.*

При нейтронно-физическом расчёте ядерного реактора методом гомогенизации основную роль при получении средних по ячейке сечений поглощения (реакций захвата и деления) и перехода нейтронов из группы в группу играет пространственно-энергетическое распределение нейтронов в бесконечной решётке, составленной из ячеек данного сорта (условия зеркального отражения нейтронов на гранях ячейки). В методе поверхностных гармоник (основы метода изложены в [1,2]) при построении распределения нейтронов в ячейке реактора для учёта влияния окружения ячейки на распределение нейтронов внутри её используют функции, удовлетворяющие уравнению переноса нейтронов.

$$L\varphi\left(\vec{r},E,\vec{\Omega}\right)+K_f\varphi\left(\vec{r},E,\vec{\Omega}\right)=0, \qquad (1)$$

где L – оператор переноса нейтронов, K_f – оператор генерации нейтронов за счёт деления ядер, и некоторым граничным условиям, а именно: втекание нейтронов той или иной группы с граней ячейки. Величина плотности тока втекающих нейтронов определяется при решении систем уравнений (подобных конечно-разностной аппроксимации уравнения диффузии) для реактора в целом.

При вычислении симметричных пробных функций в качестве граничных условий используется втекание нейтронов той или иной группы в ячейку со всех граней (1 н/сек с каждой грани со своим спектром, n – номер грани):

$$\varphi_{ng'}\left(\vec{r}_s, E\right) = \theta_{ng}\left(\vec{r}_s, E\right)\delta_{g'g}, g' = 1,2,...G, \int_0^\infty dE \int_{\Gamma_n} dS\theta_{ng}\left(\vec{r}_s, E\right). \quad (2)$$

Естественно, что при коэффициенте размножения в бесконечной решётке из ячеек данного сорта $k_\infty = 1$ решение уравнения переноса нейтронов в ячейке с написанными выше граничными условиями (2) устремится в бесконечность, а при $k_\infty > 1$ математика выдаст отрицательное распределение нейтронов. Тем не менее, искомое симметричное решение можно найти, если представить его в виде.

$$\varphi_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) = -A_g \frac{k_\infty}{k_\infty - 1}\varphi_0\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) + \upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right). \quad (3)$$

В выражении (3) $\varphi_0\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)$ – распределение нейтронов в бесконечной однородной решётке из ячеек однородной решётки из ячеек данного сорта, то есть удовлетворяет условно-критическому уравнению переноса нейтронов:

$$L\varphi_0\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) + \frac{1}{k_\infty} K_f \varphi_0\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right). \quad (4)$$

A_g – некоторая константа, которую можно найти из получившегося уравнения для функции $\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)$, которое после подстановки (3) в (1) с учётом (4) выглядит следующим образом:

$$L\upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right), + K_f \upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) - A_g K_f \varphi_0\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right). \quad (5)$$

Если константу A_g выбрать из условия нулевой ценности нейтронов источника.

$$A_g = \frac{\left\langle \varphi_0^+\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) K_f \upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)\right\rangle}{\left\langle \varphi_0^+\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right) K_f \upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)\right\rangle},$$

то функцию $\upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)$ можно приближённо вычислять, решая уравнения переноса нейтронов с граничными условиями (2) в ячейке с «выключенным» делением ядер. Вообще говоря, функцию $\upsilon_g\left(\vec{r}, E, \vec{\Omega}\right)$ можно уточнить, если организовать при её вычислении итерационный процесс с уточнением с уточнением в (5) знакопеременного источника.

Такой подход к вычислению симметричных пробных функций (а их G штук) был предложен ещё в ранних работах по МПГ (смотрите [3]). В уравнения и формулы МПГ входят не сами функции, а матрицы. Обратные к матрице средних по ячейке (или по грани) групповых плотностей потока нейтронов. Обратные матрицы существуют и конечны даже при $k_\infty = 1$.

В настоящей работе продемонстрированы возможности вычисления симметричных пробных функций методом Монте-Карло.

Литература

1. Лалетин Н.И., Ельшин А.В. Уточнение метода гомогенизации гетерогенного реактора // Атомная энергия. 1977. Т.43. № 4. С. 247-253.
2. Laletin N.I. Basic Principles for Developing Equations for Heterogeneous Reactors – A modification of the Homogenization Method // Nuclear Science and Engineering. 1983. T. 85. C. 133-138.
3. Ельшин А.В. О конечно-разностных уравнениях для описания распределения нейтронов в трёхмерном гетерогенном реакторе // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 1994.

Уравнения метода поверхностных гармоник и стандартная конечно-разностная аппроксимация уравнения диффузии в простой трехмерной тестовой задаче

А. В. Ельшин[1,2], С.В. Казарина[2], Е.А. Обласов[1,2]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия

[2] ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого, Сосновый Бор, Россия

Ключевые слова: *метод поверхностных гармоник, пространственное распределение нейтронов, трехмерный гетерогенный реактор, треугольная решетка, гексагональная решетка, квадратная решетка, конечно-разностные уравнения*

В настоящей работе сделана попытка на простой тестовой задаче сравнить работу уравнений метода поверхностных гармоник (МПГ, основы метода излоэены в [1, 2]) и конечно-разностной аппроксимации уравнения диффузии. В качестве тестовой задачи рассматривается одномерная диффузия односкоростных нейтронов, но в трехмерной геометрии. То есть, направление $\boldsymbol{l}$, в котором происходит одномерная диффузия, не обязательно совпадает с одной из осей декартовой системы координат, а определяется аксиальным углом θ (угол между направлением $\boldsymbol{l}$ и осью z) и азимутальным углом φ (угол между осью x и проекцией $\boldsymbol{l}$ на плоскость xy).

Стандартные конечно-разностные диффузионные уравнения запишем, исходя из баланса нейтронов в ячейке – скорость втекания нейтронов в ячейку должна равняться скорости поглощения нейтронов в ней (при этом используем закон Фика в конечно-разностной форме):

$$S_z D\sum_{j=1}^{2}\frac{\boldsymbol{\Phi}^j-\boldsymbol{\Phi}^k}{h_z}+S_r D\sum_{i=1}^{M}\frac{\boldsymbol{\Phi}^i-\boldsymbol{\Phi}^k}{h_r}-\Sigma_a\boldsymbol{\Phi}^k V=0 \qquad (1)$$

В выражении (1) индекс j нумерует соседние торцевые ячейки, индекс i – ячейки, примыкающие к k-й радиальными гранями (M – число граней), h_z – размер ячейки по высоте, h_r – наг решетки в плане, $\boldsymbol{\Phi}^k$ - средняя плотность потока нейтронов в ячейке.

Для сравнения будем использовать уравнения МПГ для реактора с треугольной, квадратной и редко применяемой гексагональной решеткой ТВС (твэлов). Для однородной решетки в односкоростном приближении уравнения записываются в виде (с безразмерными коэффициентами):

$$d^z \sum_{j=1}^{2} (\mathbf{\Phi}^j - \mathbf{\Phi}^k - \mathbf{A}_{kj}^z) + \mathbf{d}^r \sum_{i=1}^{M} (\mathbf{\Phi}^i - \mathbf{\Phi}^k + \mathbf{A}_{ki}^r) - \Sigma\, \mathbf{\Phi}^k = 0 \qquad (2)$$

В уравнении (2) дополнительные слагаемые $\mathbf{A}_{kj}^z$, $\mathbf{A}_{ki}^r$ зависят от амплитуд дополнительных (пробных) функций, которые используются для построения распределения нейтронов в ячейке, и дают возможность учесть влияние окружения ячейки на распределение нейтронов внутри ее. Для односкоростной задачи и однородной среды «продольные» пробные функции вычислялись аналитически, а «поперечные» - в цилиндрической геометрии - смотрите Рис. 1, поясняющий вычисление плотности потока и тока нейтронов на радиальных гранях ячейки (для примера - треугольной).

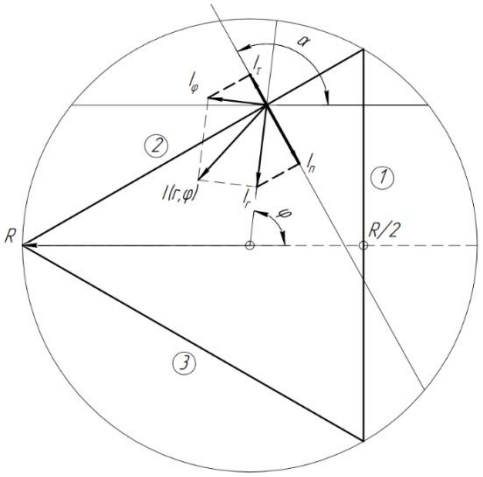


Рис. 1 К процедуре интегрирования по боковой грани

Распределение нейтронов в предложенной тестовой задаче можно описать выражением $\Phi(l) = A\exp(-l/L)$, где L - длина диффузии нейтронов в среде. Естественно, что ввиду приближенности стандартных конечно-разностных уравнений (КРУ) и уравнений МПГ при решении тестовой задачи мы получим спад плотности нейтронного потока $\tilde{\Phi}(l) = A\exp(-l/L_*)$ с некоторой отличающейся длиной диффузии нейтронов L_*. Близость L_* к L будет характеризовать качество работы КРУ и уравнений МПГ.

Для примера в качестве результата на нижеследующем рисунке 2 представлено среднеквадратичное (по всем углам θ и φ) отклонение L/L_* от единицы при различных отношениях h/L ($h=h_r=h_z$) в треугольной решетке.

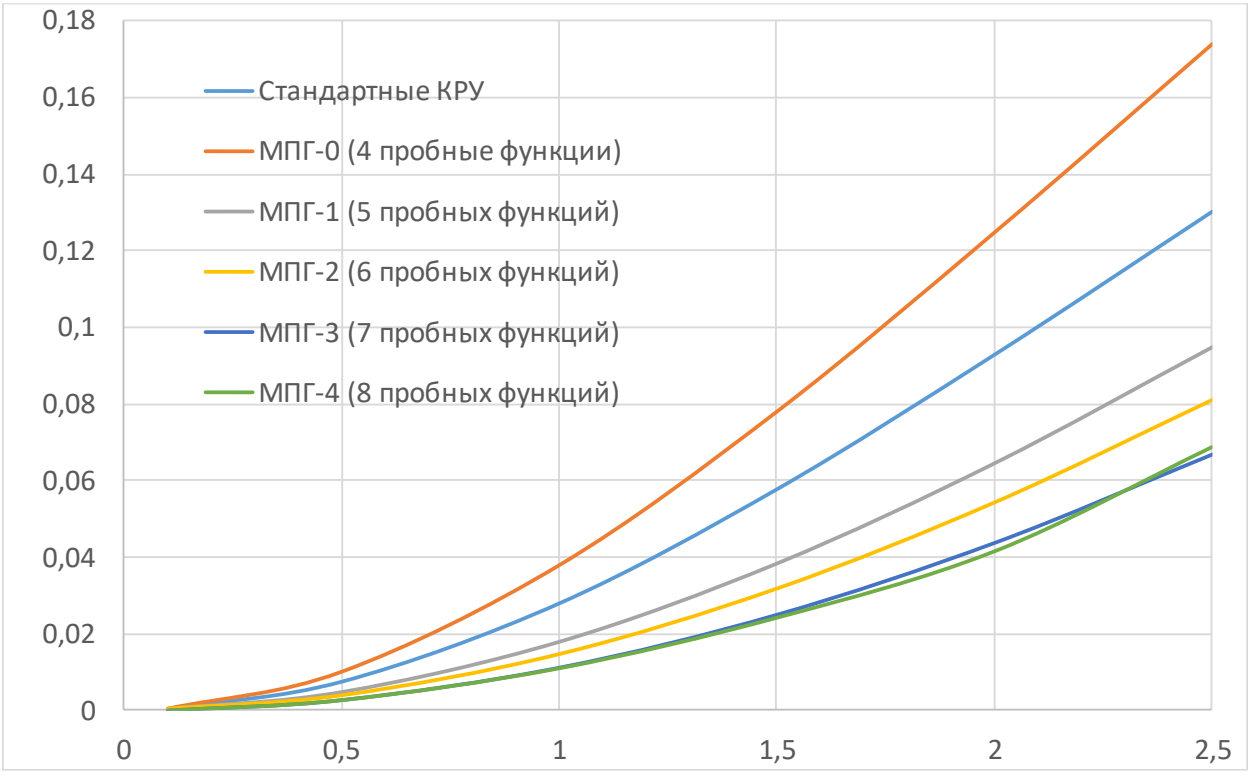


Рис. 2. Среднеквадратичное отклонение L/L_* от единицы для треугольной решетки

Следует отметить, что низшее приближение МПГ несколько проигрывает стандартным КРУ, но с увеличением количества пробных функций точность решения тестовой задачи растет.

Литература

1. Лалетин Н.И., Ельшин А.В., Уточнение метода гомогенизации гетерогенного реактора Атомная энергия. 1977. Т. 43. № 4. С. 247–253.
2. Laletin N.I. Basic Principles for Developing Equations for Heterogeneous Reactors – A Modification of the Homogenization Method // Nuclear Science and Engineering. 1983. № 85. C. 133–138.

Методические особенности расчетов нейтронно-физичеких характеристик в критических сборках с фрагментом легководной решетки уран-плутониевых твэлов, моделирующих реактор ВВЭР-С

Внуков Р.А.[1], Лапин А.С.[1], Андрианова Е.А.[1], Каширина В.Е.[1], Кузенкова Д.С.[1], Невиница В.А.[1], Бландинский В.Ю.[1], Фомиченко П.А.[1], Осипов А.М.[1], Михайлов Г.М.[2], Шагинян Р.А.[2], Жуков А.М.[2], Бедняков С.М.[2], Изотов В.В.[2], Прищепа В.В.[2], Гурская О.С.[2], Елисеев В.А.[2], Гулевич А.В.[2], Радостин А.Ф.[3], Рыкунов Д.В.[3]

[1] Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

[2] Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

[3] Акционерное общество «ТВЭЛ», Москва, Россия

Ключевые слова: *спектральные индексы, распределения скоростей деления, критическая сборка, БФС-1, ВВЭР-С, MCNP, Serpent, MCU*

В основу работы реактора ВВЭР-С положен новый физический принцип: реактивность регулируется изменением водо-топливного отношения, что влечёт за собой изменение спектра нейтронов. Дополнительным фактором является использование МОКС-топлива с плутонием из отработавшего топлива ВВЭР, ужесточающего спектр по сравнению с урановым топливом. Совокупность этих особенностей определяет потребность в экспериментальном обосновании нейтронно-физических характеристик реактора и в верификации применяемых расчётных средств.

Для решения этой задачи на критическом стенде БФС-1 собрана сборка с центральной легководной вставкой, в которой размещён фрагмент типовой решётки твэлов уран-плутониевого топлива с каналами для вытеснителей. Прототипом при подготовке эксперимента послужила выполненная ранее на этом же стенде программа на критической сборке БФС-93 [1] – обоснование постановки экс-оружейного плутония в реактор типа ВВЭР-1000 в рамках Российско-американской программы его утилизации. Конструктивной особенностью той сборки, отличавшей её от остальных сборок стенда, было наличие бака с водой и решёткой твэлов, моделирующей фрагмент урановой активной зоны ВВЭР-1000, часть которых (125 штук) заменялась на твэлы с низкофоновым плутонием. В настоящей работе, в отличие от ранее проведённых экспериментов, смоделирована полная загрузка реактора ВВЭР-С МОКС-топливом из высокофонового плутония, а окружающая вставку драйверная зона подобрана так, чтобы воспроизводить спектр ВВЭР-С с МОКС-топливом, а не урановой зоны ВВЭР-1000, как в БФС-93.

Рассматриваются методические особенности расчёта и измерений спектральных индексов и аксиальных распределений скоростей реакций деления в такой сборке. Измерения выполнены малогабаритными камерами деления в сухом измерительном канале вставки и

охватывали основные делящиеся нуклиды (U-235, Pu-239), пороговые (U-238, Pu-240) и минорные актиниды (Np-237, Am-241), характерные для МОКС-топлива из отработавшего топлива ВВЭР. Данный набор нуклидов позволяет контролировать тепловую и пороговую компоненты спектра, а при интерпретации расхождений – разделять вклады геометрических приближений модели и константного обеспечения.

При определении позиций измерений целесообразно их выполнять вдали от торцов топливного столба: технологический разброс высот столбов таблеток и резкое изменение жёсткости спектра при переходе к торцевому экрану создают здесь неопределённости, невоспроизводимые в модели с номинальной геометрией. При этом требование установления спектра в точке измерения относится не только к высотной координате: детектор должен находиться в центральной части сборки и в радиальном отношении, поскольку вблизи границы вставки с драйвером спектр и скорости реакций возмущены.

Для основных индексов и для распределений скоростей реакции деления в центральной части активной зоны получено согласие расчёта и эксперимента на уровне нескольких процентов, сопоставимом с погрешностью измерений. Систематические расхождения сосредоточены в индексах пороговых изотопов плутония, минорных актинидов и определяются в основном неопределённостями оценённых ядерных данных: отклонения воспроизводятся единообразно всеми кодами, а разброс между библиотеками для отдельных нуклидов сопоставим с отклонением от эксперимента или превышает его.

Расчётный анализ экспериментов выполнен по программам MCNP, Serpent и MCU с библиотеками оценённых ядерных данных JEFF 3.1.1 и 3.3, РОСФОНД-2010 и 2020.2, ENDF/B-VII.0 [2-4].

Литература

1. Кочетков А.Л., Матвеенко И.П., Рожихин Е.В., Цибуля А.М. Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. Т. 3. № 1. С. 99–109.

2. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987, 2003.

3. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T. и др. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Annals of Nuclear Energy. 2015. № 82. С. 142–150.

4. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. 2011. № 4. С. 4–23.

Исследования возможности замыкания торий-уранового топливного цикла для экспорта технологий ЗЯТЦ

Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Рыжков А.А., Пугачев П.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *торий, торий-урановый топливный цикл, реактор БН-1200, активная зона, бланкет, минорные актиноиды, радиотоксичность*

Представлены результаты расчетов и анализа нейтронно-физических характеристик реактора БН-1200 [1] в торий-урановом топливном цикле. Приводится сценарий работы БН-1200 для наработки низкообогащенного урана ($^{233}U+^{238}U$) для реакторов ВВЭР.

Проанализированные порядка 200 публикаций показали, что интерес к возможностям торий-уранового топливного цикла в последнее десятилетие вновь возрос. Исследования ведутся в Китае, России, США и других странах. Многие работы посвящены анализу характеристик ториевого цикла на базе разрабатываемых проектов различных реакторов. Разработка РБН, ориентированных на получение ^{233}U из ^{232}Th, представляет собой одно из ключевых направлений в рамках стратегии перехода к замкнутому ядерному топливному циклу

с расширенной ресурсной базой. Подход позволяет преодолеть ограничения традиционного уран-плутониевого цикла, связанные с истощением запасов природного урана и накоплением долгоживущих радиоактивных отходов.

Проведенным анализом подтверждено, что для практической реализации наиболее предпочтительным представляется двухэтапный подход: первоначальная наработка ^{233}U в ториевых бланкетах БН-1200М с уран-плутониевой активной зоной с последующим переходом на торий-урановую активную зону. В условиях замкнутого торий-уран-плутониевого цикла происходит не только воспроизводство топлива, но и самопроизвольное сжигание минорных актиноидов (Np, Am, Cm), что значительно снижает долгосрочную радиотоксичность отработавшего топлива. Топливо на основе тория позволяет практически исключить эффект реактивности теплоносителя в промышленных РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем/

Обращает на себя внимание аспект, что ториевый цикл экономически менее выгоден на начальном этапе внедрения, но становится конкурентоспособным и даже предпочтительным в долгосрочной перспективе. Ториевый цикл требует строительства специализированных предприятий, оснащённых герметичными «горячими» камерами с дистанционным управлением. Затраты на создание такой инфраструктуры являются значительными и составляют основную часть капитальных вложений на этапе внедрения. Запасы тория в земной коре в 3–4 раза превышают запасы урана. Вовлечение тория в топливный цикл позволяет снизить зависимость от внешних поставок урана и минимизировать риски, связанные с волатильностью уранового рынка. Кроме того, ториевый цикл характеризуется значительно меньшим содержанием МА.

Проанализирован переходный сценарий двухкомпонентной ядерной энергетики на базе реакторов БН-1200М и ВВЭР-1200:

1) Делящимся материалом БН-1200М является плутоний (рецикл + ОЯТ ВВЭР);
2) Нарабатывающимся материалом в БН-1200М является НОУ по ^{233}U (<20%);
3) В ВВЭР-1200 используется урановое топливо, обогащенное по урану-233 (<5%).

Показано, что комбинированная наработка НОУ в активной зоне и нижнем торцевом бланкете БН достаточна для полного обеспечения топливом одного ВВЭР. Введение бокового бланкета значительно не влияет на баланс ^{233}U.

Литература

1. Кросс-верификация кодов на тестовых моделях реактора БН-1200 при гомогенной трансмутации минорных актинидов: М.: НИЯУ МИФИ, 2026. – 128 с.

Совершенствование подходов к моделированию динамического режима работы АЭС с реактором ВВЭР при маневрировании мощностью с применением расчётного кода КОРСАР/ГП

Суслов М.В., Петкевич И.Г.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Ключевые слова: *РК КОРСАР/ГП, манёвренный режим работы, динамика АЭС, параллельные вычисления, неявный метод, двухжидкостная модель*

На протяжении уже более десяти лет в ОКБ «ГИДРОПРЕС» периодически проводятся расчёты динамики АЭС с ВВЭР большой мощности в манёвренных режимах работы. Технология проведения расчётов постоянно развивается [1]. Такие расчёты в силу своей специфики – необходимости применения пространственной модели нейтронной кинетики и

суточной длительности рассматриваемого процесса – требуют значительных вычислительных ресурсов и времени. Ускорить расчёты возможно путём уменьшения количества вычислений, повышения шага интегрирования и с помощью распараллеливания вычислений.

Расчётный код (РК) КОРСАР/ГП [2] позволяет проводить параллельные вычисления для теплогидравлических элементов расчётной схемы реакторной установки (РУ) с применением технологии Microsoft MPI [3]. Однако программный модуль трёхмерной кинетики КАРТА, входящий в состав РК КОРСАР/ГП, на текущий момент не поддерживает возможность параллельных вычислений, но не препятствует распараллеливанию для теплогидравлических элементов. Достигаемое ускорение для теплогидравлики ограничивается 20-30 % при использовании 3-5 потоков вследствие особенности построения расчётной схемы (наличия поперечных гидравлических связей) первого контура. Применяемая обычно расчётная схема является универсальной и единой для выполнения расчётов с самыми разными целями. Большего ускорения можно добиться, если построить специальную расчётную схему для моделирования манёвренных режимов.

Применение специальной расчётной схемы также открывает возможность уменьшения количества расчётных элементов. Стандартная схема четырёхпетлевой РУ включает в себя более 7000 гидравлических объёмов, более 8000 ячеек теплопроводящих конструкций и более 5000 поперечных гидравлических соединений. Характер манёвренных режимов, а именно симметричность изменения параметров теплоносителя по петлям и котловой воды парогенераторов, а также ограниченный диапазон таких изменений, позволяет существенно сократить количество расчётных элементов [4]. В частности, вместо четырёх петель циркуляции со своими циркуляционными насосами и парогенераторами достаточно моделировать одну. А симметричность конфигурации активной зоны реактора в секторах 60° или 120° позволяет объединить несколько тепловыделяющих кассет в один расчётных элемент и сократить количество элементов в 6 или 3 раза соответственно. В целом удалось снизить количество гидравлических объёмов 8 раз, а ячеек теплопроводящих конструкций – в 6 раз. Основным потребителем вычислительной мощности в расчётах с такой расчётной схемой становится модель нейтронной кинетики.

В РК КОРСАР/ГП реализована полунеявная численная схема для решения уравнений двухжидностной модели. Шаг интегрирования при этом ограничивается критерием Куранта. По заказу ОКБ «ГИДРОПРЕСС» во ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» разработана новая версия РК КОРСАР/ГП, в которой представлен безытерационный неявный метод решения дискретных уравнений сохранения двухжидкостной модели [5]. В настоящем докладе рассматриваются результаты кросс-верификации новой версии РК КОРСАР на примере манёвренного режима. Применение неявного метода позволило увеличить шаг интегрирования в 7,5 раз и ускорить расчёт в 3 раза.

Литература

1. Увакин М.А. Обоснование безопасности ядерных реакторов в режимах маневрирования как новый класс вычислительных задач // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2024. № 4. С. 5–16.
2. Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В. и др. КОРСАР – теплогидравлический расчётный код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. 2001. № 9. С. 36–43.
3. MPI Forum: standardization forum for Message Passing Interface [Электронный ресурс]. URL: http://www.mpi-forum.org (дата обращения: 17.05.2026).
4. Увакин М.А., Николаев А.Л., Антипов М.В. Опыт разработки и развития математических методов и специализированных алгоритмов для выполнения полномасштабного моделирования маневренных режимов на реакторных установках ВВЭР при помощи про-

граммного комплекса КОРСАР/ГП // В материалах II Всероссийской школы-семинара «Математическое моделирование на супер-ЭВМ экса- и зеттафлопсной производительности», Национальный Центр Физики и Математики, Саров, 25-29 сентября, 2023.

5. Юдов Ю.В., Данилов И.Г. Неявный численный метод интегрирования уравнений сохранения двухжидкостной модели расчётного кода КОРСАР // Теплоэнергетика. 2024. № 4. С. 21–29.

Универсальный инженерный программный комплекс моделирования переноса нейтронов групповым методом Монте-Карло MNT-CUDA 3.0

Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Варфоломеева В.А., Андрианова О.Н., Аряпов И.Р., Дружинин В.Е., Плеханов Р.В.

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронно-физический расчет, групповое приближение, метод Монте-Карло, MNT-CUDA, графические процессоры, архитектура программ, программный комплекс*

В 2025 году завершился комплекс работ по созданию, верификации и валидации нового универсального инженерного программного комплекса (ПК) MNT-CUDA. ПК позволяет моделировать перенос нейтронов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении. Отличительной особенностью нового ПК являются широкое возможности по моделированию геометрии в сочетании с возможностью выполнять расчеты на современных эффективных вычислительных платформах, включая графические процессоры. Реализованная в ПК методология интерфейсных функций позволяет моделировать перенос нейтронов в реакторе в различном числе групп, совмещать детальные по геометрии и квазигомогенные расчеты, а также реализовывать широкий спектр не стандартных моделей переноса. ПК нацелен на эффективное решение широкого круга инженерных задач расчетной поддержки проектирования и эксплуатации реакторов, моделирования топливных циклов и др. и совмещает в себе универсальность с точки зрения рассчитываемых систем и возможность реализации простых инженерных моделей. Использование графических процессоров позволяет внедрить сложную модель переноса нейтронов (мнгогогрупповое приближение, детальная геометрия, метод Монте-Карло) в практику расчетной поддержки эксплуатации АЭС, например, в отделах ядерной безопасности АЭС, без потребности в дорогостоящих суперкомпьютерах или уменьшить расходы на аппаратные средства на два порядка.

Доклад содержит обзор возможностей ПК и истории его развития. Кратко излагаются проблемы, возникавшие при разработке нового универсального ПК и пути их решения, а именно:

- проблема выработки подходов и разработки архитектуры современного инженерного ПК и требований к ней;
- проблема разработки языков для пользователя и разработчика для инженерного ПК общего назначения;
- проблема сопряжения моделей разной детализации в рамках сквозного расчета методом Монте-Карло;
- проблемы подготовки групповых библиотек нейтронных сечений и настройки их на прецизионные расчеты;

Обсуждаются требования к современным универсальным ПК, вопросы архитектуры, языковой подход к построению модулей и обеспечению взаимодействия с комплексом. Рассматриваются вопросы настройки моделей на прецизионные расчеты и экспериментальные данные. Приводятся сведения о результатах верификации, валидации и аттестации ПК.

Система интегрированных кодов для физических исследований канальных реакторов

Алимов Ю.В., Баловнев А.В, Галеева Н.М., Жирнов А.П., Кузнецов П.Б., Рождественский И.М., Рождественский М.И., Юферева В.А.

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

Ключевые слова: *канальные реакторы, нейтронно-физические коды, расчетное моделирование*

В настоящее время проектирование, эксплуатация и вывод из эксплуатации ядерных энергетических установок невозможны без надежного и достоверного инструментария для расчетных исследований. Современный подход к физическим исследованиям реакторных установок заключается в проведении системных расчетных исследований, охватывающих широкий спектр исследуемых функционалов, включая статические и динамические расчеты ядерных энергетических установок.

В АО «НИКИЭТ» накоплен большой опыт работ по сопровождению действующих реакторов вторых очередей АЭС с РБМК и выводу из эксплуатации реакторов первых очередей АЭС с РБМК, а также по физическому проектированию канального реактора следующего поколения КР-2.0. Весь комплекс работ требует большого количества расчетных исследований как для понимания особенностей физики установок, так и для проектных работ. Перечень программных средств, используемых для комплексного решения задач, с кратким описанием особенностей, представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Описание кодов, использующихся в рамках интегрированной системы кодов

Код	Краткое описание
SADCO	Диффузионный код для решения уравнения переноса нейтронов в активных зонах канальных реакторов
АВТО-НФР	Диффузионный код для работы в том числе в системе СКАЛА-микро с учетом особенностей энергоблока
REPLAN	Программный модуль для моделирования перегрузок в активной зоне канальных реакторов в течение заданной кампании
GDP	Программный модуль для проведения теплогидравлических расчетов канальных реакторов
ФОРЗОН	Программный модуль для расчетов повреждающей дозы в графитовой кладке и искривления технологических каналов канальных реакторов
RER	Программный модуль для расчета энерговыделения и остаточного энерговыделения в элементах конструкции
ACCORD	Программный модуль для расчета накопления активности радионуклида ^{60}Co
ACCORD-med	Программный модуль для расчета накопления активности радионуклидов медицинского назначения
GENIFER	Программный комплекс, осуществляющая передачу данных о состоянии активной зоны канальных реакторов между кодами, позволяющая готовить исходные данные для расчета в автоматическом режиме
MCU-NR	Прецизионный код для решения уравнения переноса нейтронов и фотонов методом Монте-Карло в активных зонах канальных реакторов, с учетом изменения изотопного состава
VARGEN	Программа, генерирующая исходные данные для прецизионных многовариантных расчетов малогрупповых констант на моделях ячеек и полиячеек

Представленные программные средства образуют интегрированную систему кодов, позволяющую проводить углубленные научные исследования при проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок, получать надежные результаты, а также конфигурировать набор программных средств для выполнения каждой конкретной задачи.

Расчетные исследования подразделяются на несколько направлений:

– Связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, включая нестационарные задачи с использованием диффузионного кода;
– Расчеты с детальным описанием геометрии и материального состава с использованием прецизионного кода;
– Вспомогательные расчеты в поддержку эксплуатации (расчет нейтронно-физических характеристик эксплуатирующегося реактора в автоматическом режиме, расчеты для сопровождения производства радионуклидов).

Использование интегрированной системы кодов позволило за последние годы успешно выполнить ряд крупных задач, имеющих большую важность в рамках отрасли:

– Обоснование безопасности перевода РБМК-1000 на топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана;
– Обоснование безопасности при загрузке опытных партий ТВС с топливом 2,7% + 0,35%Er на Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС;
– Обоснование безопасности полномасштабного перевода на топливо 2,7% + 0,35%Er Ленинградской АЭС;
– Обоснование безопасности при организации производства радионуклида ^{60}Co и изотопов медицинского назначения на энергоблоках Курской и Смоленской АЭС;
– Вывод из эксплуатации первых очередей Курской и Ленинградской АЭС;
– Дожигание топлива первых очередей на вторых очередях Курской и Ленинградской АЭС;
– Обоснование безопасности проведения УРХ на энергоблоках с РБМК-1000;
– Физическое проектирование канального реактора нового поколения КР-2.0.

Валидация алгоритмов расчета функции ценности нейтронов в программе MCU

Архангельский Д.М.[1], Дайченкова Ю.С.[1], Калугин М.А.[1], Олейник Д.С.[1], Шкаровский Д.А.[1]

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *MCU, функция ценности, матрица делений, IFP, функционалы кинетики*

Решение ряда задач теории возмущений, получение оценок эффективной доли запаздывающих β_{eff} и времени генерации мгновенных нейтронов Λ, требует применения функции ценности нейтронов. Для ее расчета методом Монте-Карло можно выделить два основных подхода: матричный и IFP (Iterated Fission Probability). Обе эти методики были реализованы для программного комплекса MCU.

При использовании первого способа, в ходе моделирования проводится регистрация блочной матрицы деления **T**, элементы T_{ij}^{ab} которой имеют смысл вероятности, что нейтрон, родившийся в объекте *j* и энергетической группе *b*, вызовет деление в объекте *i*, а энергия родившегося нейтрона будет принадлежать группе *a*. На этапе пост-обработки вычисляется главный собственный вектор транспонированной матрицы делений – его элементы есть ценность нейтронов в соответствующих регистрационных объектах и энергетических группах.

Отметим, что статистическая погрешность собственного вектора оценивается по следующей схеме: в ходе многопроцессорного расчета (MPI) каждый процессор использует независимый экземпляр матрицы. В результате, для каждого элемента вектора формируется выборка значений, позволяющая оценить дисперсию среднего.

Методика IFP основана на представлении, что функция ценности пропорциональна асимптотическому числу потомков нейтрона, помещенного в некоторую точку фазового пространства. На практике для каждого нейтрона фиксируется номер регистрационного объекта и группы, где он родился. Спустя несколько скрытых поколений проводится оценка числа потомков данного нейтрона – величина, пропорциональная ценности прародителя.

Для валидации реализованных методик с использованием полученной многогрупповой функции ценности были проведены расчеты β_{eff}, Λ и Росси-α для 17 бенчмарк-экспериментов из сборника ICSBEP [1], в число которых входят системы с различным спектром (быстрым, промежуточным, тепловым), материальным составом и геометрией.

Результаты расчетов демонстрируют хорошее согласие с экспериментом. Показано, что наибольшее влияние на полученные оценки функционалов оказывает учет пространственной составляющей функции ценности.

Работа была выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мегакласса» НИЦ «Курчатовский институт», http://ckp.nrcki.ru.

Литература

1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, OECD-NEA, 2020.

Экспериментальное определение содержания гадолиния и обогащения урана в необлученных таблетках типа ВВЭР

Стогов Ю.В., Рубцов И.А., Титов К.А., Быстров А.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР, оксидное уран-гадолиниевое топливо, гамма-спектрометрия, HPLeGe детектор*

Цель работы – обоснование метода определения содержания Gd в (UO_2-Gd_2O_3)-таблетках, основанного на выполнении двух серий измерений скорости счета в рентгеновском дуплете Gd (E=43 кэВ) – $S^{43\ кэВ}$, отнесенной на единичную площадь поверхности (UO_2-Gd_2O_3)- таблетки.

В серии измерений №1 регистрируется характеристическое рентгеновское излучение Gd в отдельных таблетках, которое возбуждается только внутренними источниками гамма- и рентгеновского излучения урана и продуктов его распада.

В серии измерений №2 регистрируется характеристическое рентгеновское излучение Gd, возбуждаемое, в основном, внешним источником ^{241}Am (E=59,5 кэВ). Активность внешнего источника, геометрия измерений и требуемая статистическая погрешность измерений выбираются из условия: вклад в $S^{43\ кэВ}$ характеристического рентгеновского излучения, обусловленного внутренними источниками излучения, <1%.

Для получения градуировочных зависимостей $S^{43\ кэВ}$ от содержания Gd – N^{Gd} в (UO_2-Gd_2O_3)- таблетках использованы стандартные (UO_2-Gd_2O_3)- таблетки с известным содержанием Gd, плотностью и обогащением.

Содержание Gd в исследуемой (UO_2-Gd_2O_3)- таблетке определяется в результате сравнения $S^{43\ кэВ}$ в исследуемой таблетке и данных по экспериментальной градуировочной зависимости $S^{43\ кэВ}$ от N^{Gd}.

Экспериментальная установка с планарным детектором для проведения исследований в режиме без внешнего источника (для выполнения серии измерений №1) предназначена для получения комплексов данных об обогащении урана и N^{Gd} в отдельных таблетках. Для получения данных об обогащении урана в таблетках применяется метод многогруппового анализа гамма-спектров MGAU [1-3]. Если обогащение исследуемой (UO_2-Gd_2O_3)-таблетки с неизвестным N^{Gd} отличается от обогащения таблеток, для которых имеется градуировочная зависимость $S^{43кэВ}$ от N^{Gd}, экспериментально определяется поправочный коэффициент K_x, учитывающий различие обогащения в исследуемой (UO_2-Gd_2O_3)-таблетке с неизвестным N^{Gd} и в (UO_2-Gd_2O_3)-таблетках, использованных для построения градуировочной зависимости $S^{43кэВ}$ от N^{Gd}.

Размещение (Gd-Al)- фольги (5% Gd по массе, d=0,1 мм) между UO_2- таблеткой и чувствительным объемом детектора и проведение в такой геометрии серии измерений с UO_2-таблетками разного обогащения позволяет определить зависимость $S^{43кэВ}$ от обогащения урана. Эта зависимость используется для определения значений поправочного коэффициента K_x [4]. Размещение (Gd-Al)- фольги (5% Gd по массе, d=0,1 мм) между (UO_2-Gd_2O_3)- таблеткой и чувствительным объемом детектора, позволяет получить суммарную $S^{43кэВ}$ - от источника рентгеновского излучения Gd в (Gd-Al)- фольге и от рентгеновского излучения Gd с поверхности (UO_2-Gd_2O_3)-таблетки (с учетом поглощения доли этого излучения в (Gd-Al)-фольге). Эта информация используется для обоснования погрешности определения поправочного коэффициента K_x .

Экспериментальная установка с планарным детектором для проведения исследований в режиме с внешним источником ^{241}Am (для выполнения серии измерений №2) предназначена для измерения относительных распределений N^{Gd} по длине столба исследуемых (UO_2-Gd_2O_3)- таблеток. Таблетки размещаются в экспериментальной (Zr-Nb)- оболочке, у которой имеется продольная прорезь шириной ≈5 мм по длине оболочки (l≈125 см). Эта прорезь представляет собой «окно» (обращенное к чувствительному объему детектора), через которое с цилиндрической поверхности (UO_2-Gd_2O_3)- таблеток испускается излучение, регистрируемое планарным детектором. Экспериментальная (Zr-Nb)- оболочка с таблетками может перемещаться в горизонтальной плоскости над чувствительным объемом планарного детектора для измерения относительных распределений N^{Gd} по длине столба таблеток. При этом формируется коллимированное излучение внешнего линейного источника ^{241}Am (размещенного сбоку от детектора), которое облучает через «окно» в оболочке участок цилиндрической поверхности таблетки.

Регистрируемое рентгеновское излучение Gd (E=43 кэВ) излучается из тонкого (≈0,1мм) поверхностного слоя (UO_2-Gd_2O_3)- таблеток, так как происходит значительное ослабление этого излучения в материале таблеток. Это излучение практически полностью поглощается в (Zr-Nb)- оболочке (толщина стенки 0,5 мм), поэтому для проведения экспериментов требуется экспериментальная оболочка с продольной прорезью. Приводятся результаты исследований, на основе которых сделаны следующие выводы:

- $S^{43кэВ}$ слабо зависит от изменения плотности (UO_2-Gd_2O_3)- таблеток;
- относительные распределения N^{Gd} по длине столба таблеток не зависят от обогащения.

Приводятся экспериментальные градуировочные зависимости $S^{43кэВ}$ от N^{Gd} в (UO_2-Gd_2O_3)- таблетках, полученные на основе серий измерений №1 и №2. Приводятся результаты измерений N^{Gd} в таблетках с неизвестным N^{Gd} и обогащения, полученные на основе измерений в режимах с внутренним и внешним источниками. Получение комплексов данных об N^{Gd} на основе вышеупомянутых серий измерений №1 и №2 с последующим анализом распределения этих значений N^{Gd} позволяет получать надежные данные об N^{Gd}.

Литература

1. Методика измерений МВИ 223.13.17.105/212. Уран и его соединения. Методика измерений массовой доли изотопа урана-235 гамма-спектрометрическим методом с использованием гамма-спектрометра U-Pu InSpector и программы MGAU, 2012. 21 с.

2. Mortreau P., Berndt R. Handbook of Gamma Spectrometry Methods for Non-destructive Assay of Nuclear Materials. EUR 19822 Joint Research Centre, Ispra 2010. https://joint-research-centre.ec.europa.eu/system/files/2016-06

3 Huilan Liu, Yingwei Hou, Yushou Song и др. An Approach to Measure the Enrichment of ^{235}U by Enrichment Meter Principle Without Knowing of the Thickness of Intervening Matter// Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, 2020 Т. A 949. https://www.researchgate.net/publication/336283831

4. Стогов Ю.В., Рубцов И.А., Плишко Р.С. Применение гамма-спектрометрии для подтверждающих измерений содержания гадолиния и обогащения урана в необлученных таблетках типа ВВЭР// Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2024». Сборник тезисов. М.:НИЯУ МИФИ, 2024. С.38.

Вопросы эффективности стратегии внутрикорпусного удержания расплава для реактора малой мощности

Меркулов Л.А., Курбонмамадов А.Ш., Хлобыстов В.М., Киркин А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

Ключевые слова: *АСММ, пассивный отвод тепла, внутрикорпусное удержание расплава, метод конечных объемов, фокус-эффект.*

В Российской Федерации в рамках Национального проекта «Новые атомные и энергетические технологии» и Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2042 года, утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации от 30.12.2024 г. № 4153-р, предусмотрено создание атомных станций малой мощности (далее – АСММ) с малыми модульными водо-водяными реакторами. Несмотря на применение для указанных установок апробированных технических решений транспортных и транспортабельных ядерных энергетических установок, специфика их наземного размещения в составе АСММ должна быть учтена в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии к атомным станциям, в том числе и в части анализа безопасности аварийных режимов и мер по управлению запроектными авариями (включая специальные технические средства для управления запроектными авариями).

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии для всех атомных станций должны быть разработаны обоснованные меры по управлению запроектными авариями для предотвращения развития запроектных аварий и ослабления их последствий за счет обеспечения постоянного охлаждения топлива и удержания радиоактивных веществ в установленных границах, что, как правило, наступает при исходных событиях с течами первого контура и обесточиванием. Важнейшим элементом защиты АСММ при запроектной аварии с полной потерей теплоносителя является стратегия внутрикорпусного удержания расплава, реализуемость которой целиком определяется способностью системы пассивного отвода тепла от корпуса реактора обеспечить устойчивое охлаждение наружной поверхности корпуса реактора. Для независимой экспертной оценки таких решений, особенно в условиях ограниченного опыта эксплуатации и регулирования АСММ, необходимы верифицированные и валидированные расчетные инструменты.

В рамках данной работы разработан и программно реализован расчетный инструмент на основе метода конечных объемов для решения двумерных осесимметричных задач тепло-

проводности в квазистационарной постановке. Модель этого расчетного инструмента учитывает влияние фокус-эффекта на распределение потока тепла и позволяет определять температурное поле в стенке корпуса реактора, охлаждаемой снаружи кипящей водой.

Интенсивность внешнего теплоотвода описывается эмпирическими корреляциями для пузырькового режима кипения, учитывающими локальную плотность теплового потока, давление, угол наклона поверхности днища корпуса реактора к горизонту и высоту подднищевого пространства.

С использованием верифицированного и валидированного расчетного инструмента выполнен численный анализ теплового состояния корпуса реактора малой мощности для сценария тяжелой аварии с потерей теплоносителя. Результаты показали, что плотность теплового потока на наружной поверхности днища корпуса реактора ниже критических значений, что гарантирует устойчивый пузырьковый режим кипения. Наиболее термически нагруженная область локализована в области углов наклона поверхности днища к горизонту 30°–60°, что согласуется с проявлением фокус-эффекта.

Разработанная расчетная модель и результаты выполненных в рамках работы вариационных расчетов, позволяют сформировать основу расчетного инструментария организации научно-технической поддержки Ростехнадзора для последующей оценки принимаемых в отношении инновационных малых модульных реакторов решений в части обеспечения безопасности при запроектных авариях.

Расчетное моделирование ионизационной камеры деления

Ярош П.А., Щуровская М.В., Алферов В.П.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ионизационная камера деления, моделирование методом Монте-Карло, спектр зарядов, Geant4*

Ионизационные камеры (ИК) деления – широко используемые в ядерной промышленности детекторы нейтронов, применяемые для контроля мощности по плотности потока нейтронов. Их разработка – сложный процесс, требующий учета множества факторов, влияние которых можно оценить различными методами, в том числе используя методы математического моделирования, подробно учитывающие все необходимые физические процессы.

Камера деления в одном из вариантов представляет собой два концентрических цилиндра – анод и катод, между которыми подается напряжение. Пространство между ними заполнено инертным газом, обычно аргоном. На электроды наносится тонкий слой делящегося материала, при взаимодействии нейтронов с которым, образуются два осколка деления. Один из осколков с большой вероятностью вылетает в слой газа, где происходит ионизация. Образовавшиеся при этом электроны и ионы аргона под действием электрического поля разлетаются в противоположных направлениях и собираются на соответствующих электродах.

Важными параметрами ИК являются форма и длительность импульса, средний заряд и спектр зарядов. Данные параметры определяют экспериментально и используют при контроле качества ИК в процессе их изготовления, а также при разработке аппаратуры обработки сигналов ИК. В рамках настоящей работы создан расчетный инструмент для моделирования параметров ИК на основе кодов Geant4 [1] и MAGBOLTZ [2], а также специально разработанного кода на Python.

Geant4 использовался для моделирования деления урана-235, пробега осколков в урановом покрытии и газе, а также потерь энергии осколков на ионизацию газа. ИК задавалась как два цилиндрических слоя, моделирующих катод и анод, на одном из которых размещался слой U_3O_8 с высоким обогащением по ^{235}U. Пространство между анодом и катодом заполнялось аргоном. Вне детектора задавался источник тепловых нейтронов с энергией

0,025 эВ. Объем аргона разбивался на 20 радиальных слоев, в которых рассчитывали потери энергии осколков на ионизацию газа. Эти потери пропорциональны количеству образовавшихся электронов. Данные значения определяли для каждого вылетевшего в газ иона, что позволило построить гистограмму зарядового спектра ИК, как вероятность осколку образовать определенное количество электронов.

Для моделирования импульсов от электронной и ионной компоненты разработана программа, которая по массиву количества электронов (или ионов) в радиальном слое, вычисляет изменение тока камеры во времени. В программе учитывается неоднородность электрического поля, связанная с цилиндрической формой электродов. Влияние электрического поля разной напряженности на электроны приводит к изменению их скорости при движении к аноду. С помощью MAGBOLTZ определены скорости электронов в полях с различной напряженностью. Для каждого электрона последовательно определяется индекс слоя рождения, время, за которое он дойдет до следующего слоя, затем его новая скорость и новое время прохождения слоя – до достижения электрода [3]. Импульс тока рассчитывается как сумма токов от всех электронов, еще не достигших электрода. Аналогично для ионов, с тем отличием, что они движутся к другому электроду, а их скорость можно считать примерно постоянной.

Верификация модели проведена путем сравнения с опубликованными результатами расчетов по программе CHESTER для камер деления CF8 и CF4 [4]. Основные параметры этих камер приведены в таблице 1 ($R_{a,}$.– радиус анода, $R_{c,}$,. – радиус катода, $L_{дел}$, – длина уранового покрытия, V – рабочее напряжение).

Таблица 1 – Параметры камер деления

ИК	$R_{a,}$ мм	$R_{c,}$ мм	$L_{дел}$, мм	V, В	Газ	Давление, атм	Покрытие
CF4	1,25	1,75	8	300	Аргон	12	Анод
CF8	0,5	3,15	20	300	Аргон	9	Катод

Спектры зарядов и электронные импульсы для CF8 и CF4, полученные с помощью вышеописанной модели (Geant4), сравнивали с аналогичными характеристиками, полученными по CHESTER (рис. 1-2). В таблице 2 представлен средний собранный заряд.

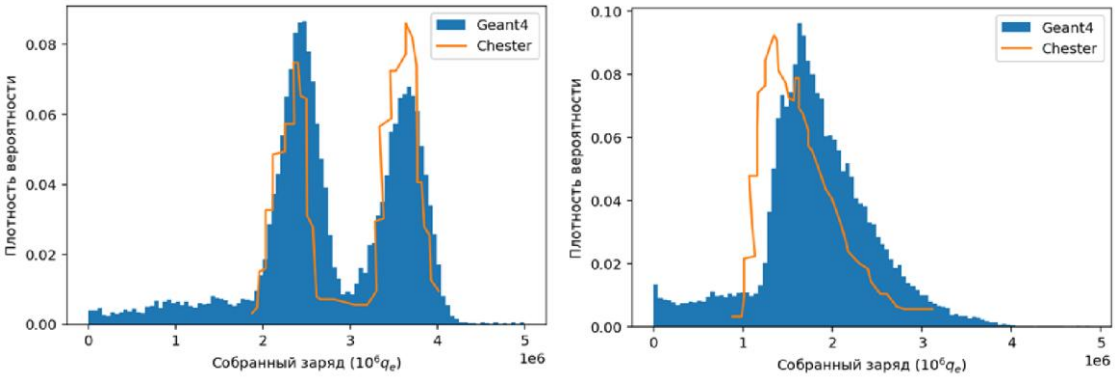


Рис. 1. Расчетные спектры зарядов для камер CF8 (слева) и CF4 (справа), полученные с помощью Geant4 и CHESTER

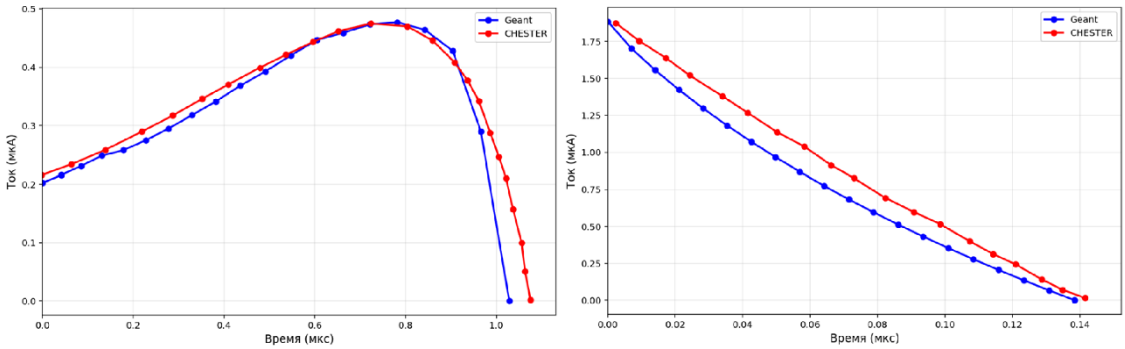


Рис.2. Результаты моделирования импульса тока для камер CF8 (слева) и CF4 (справа) с помощью Geant4 и CHESTER

Таблица 2 – Средний собранный заряд

Параметр		CF8	CF4
Средний собранный заряд, $10^6 q_e$	Geant4	2,78	1,81
	CHESTER	2,72	1,69

Литература

1. Overview//Geant4 - A simulation toolkit [Электронный ресурс]. URL: https://geant4.web.cern.ch/about/ (дата обращения: 16.06.2026).

2. Using Magboltz // Magboltz - transport of electrons in gas mixtures [Электронный ресурс]. URL: https://magboltz.web.cern.ch/magboltz/usage.html (дата обращения: 16.06.2026).

3. pyFC: a TRIM-based fission chamber pulse shape simulator // Chalmers research [Электронный ресурс]. URL: https://research.chalmers.se/en/publication/242459 (дата обращения: 16.06.2026).

4. Filliatre P., Jammes C., Geslot B. A Monte Carlo simulation of the fission chambers neutron-induced pulse shape using the GARFIELD suite // Nucl. Instrum. Meth. 2012. T. 678. C. 139-147.

Разработка расчетной модели несанкционированного ввода положительной реактивности в реакторы типа ВВЭР на основе программного комплекса Rainbow-TPP

Коноводова А.Б.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР, внутренняя самозащищенность, положительная реактивность, мгновенные нейтроны, SPERT, отрицательные обратные связи, эффект Доплера*

В настоящем докладе рассматривается ввод положительной реактивности, который приводит к разгону на мгновенных нейтронах. При этом препятствующее разгону воздействие на систему может быть оказано только за счет отрицательных обратных связей, которые определяются как свойства внутренней самозащищенности. В работе [1] приводятся значения параметров ввода реактивности, которые целесообразно рассматривать при обосновании безопасности реакторов типа ВВЭР. В свою очередь приведенные в [1] данные опираются на результаты проекта SPERT-III (core E) [2, 3]. Проект SPERT (Special Power Excursion Reactor Test) выполнен в США в 1960-70-х годах в рамках программы обоснования ядерной безопасности объектов использования атомной энергии. Часть этого проекта SPERT-III (core E) относилась к обоснованию ядерной безопасности реакторов PWR. Активная зона реактора SPERT-III (core E) имела нейтронный спектр близкий к спектру активной зоны PWR. Реактор SPERT-III был специально создан

для проведения исследований и в ряде источников называется импульсным, так как имеет стержень для скоростного выброса.

В работе [4] для реактора SPERT-III (core E) представлены результаты свыше 80 измерений быстрого ввода реактивности (до $1{,}3\beta_{эфф}$) при холодном и горячем пусках и работе на мощности 20МВт. По полученным экспериментально параметрам в точечном приближении был рассчитан ввод реактивности до $4\beta_{эфф}$ по программе PARET [5]. В случае горячего пуска давление и температура теплоносителя близки к давлению и температуре реактора типа ВВЭР-1000. В обоих реакторах используется двуокись урана низкого обогащения; значения $\beta_{эфф}$ и уран-водные отношения также близки к параметрам реактора типа ВВЭР-1000. Есть и существенные различия: по размерам SPERT-III ближе к транспортному реактору, а оболочки твэлов — стальные. Одной из целей данной работы являлось качественное сопоставление результатов расчета быстрого ввода большой реактивности. В [4] указывается, что достижение проектного предела (температуры плавления топлива) происходит при «холодном» вводе реактивности порядка $4\beta_{эфф}$.

За основу предлагаемой расчетной модели взят реактор ВВЭР-1200 1 блока НВАЭС-2 [6]. Расчеты проводились по программе RAINBOW-TPP [7]. Ввод реактивности моделировался посредством выброса одного органа регулирования или регулирующих групп. При этом реактивность, предварительно рассчитанная в стационарном состоянии, варьировалась в диапазоне $1–4\beta_{эфф}$, а время ввода – 0,01–1 с. Определения введенной реактивности не всегда совпадают, поэтому целью было формирование импульса шириной 1–10 мс и анализ его последствий. В рамках настоящей работы был изучен только ввод реактивности в реактор с небольшой начальной мощностью (stand-by start up по терминологии [4]). По полученным результатам можно сделать вывод, что при заданных параметрах вводимой реактивности наблюдается ее гашение за счет эффекта Доплера, а средняя температура топлива не достигает температуры плавления топлива. Однако даже при минимальном объемном коэффициенте неравномерности большая часть активной зоны должна быть расплавлена, что приведет систему к переходу в подкритическое состояние. Это согласуется с результатами программы SPERT-III [3], [4]. На рисунках 1 и 2 в качестве примера приведены соответствующие изменения мощности реактора и температуры топлива.

В заключение стоит отметить, что разработка модели не завершена. Полученные данные позволяют предварительно оценить достижение проектного предела, а именно температуру плавления топлива при вводе определенной реактивности в «горячий» реактор с небольшой начальной мощностью.

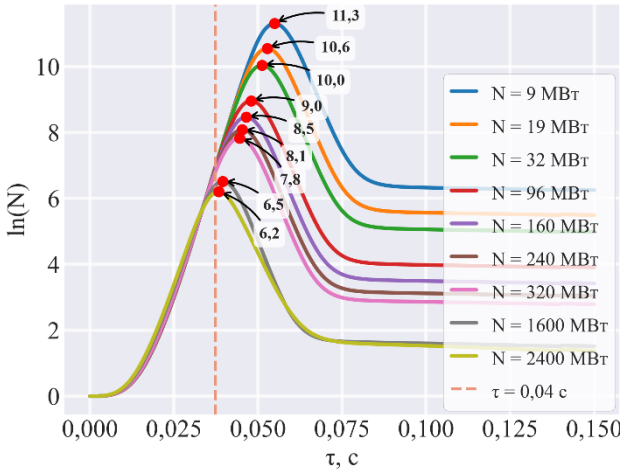


Рис. 1. Зависимость относительной нейтронной мощности реактора от времени ввода

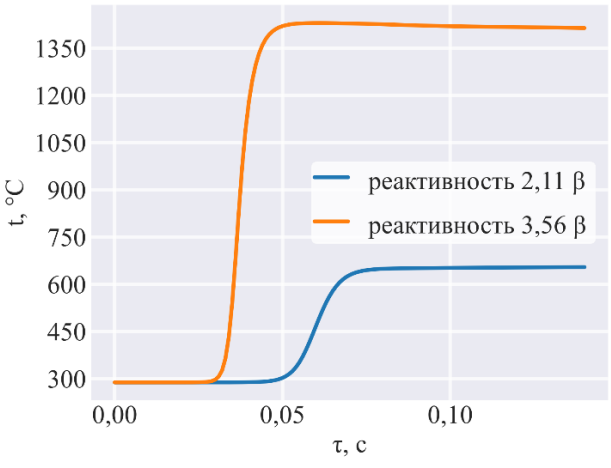


Рис. 2. Зависимость средней температуры топлива от времени ввода положительной ре-

положительной реактивности при варьировании мощности (в лог. масштабе)

активности при варьировании величины вводимой реактивности

Литература

1. Lieberman J.A., Hamester H.L., Cybulskis P. The nuclear safety research and development program in the United States // Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, 31 August – 9 September 1964. T. 13. C. 3–12.
2. Nyer W.E., Bright G.O., McWhorter R.J. Reactor excursion behavior // Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, 31 August – 9 September 1964. T. 13: C. 13–25.
3. Dugone J. SPERT III Reactor Facility. Revision. IDO-17036. AEC Research and Development Report. Reactor Technology. TID-4500 (44th Ed.). 1965.
4. McCardell R.C., Herborn D.I., Houghtaling J.E. Reactivity Accident Test Results and Analysis for E-Core. A Small Oxide Fueled, Pressured-Water Reactor. IDO-17281. AEC Research and Development Report. Reactor Technology. TID-4500. 1969.
5. Obenchain C.F. PARET – A Program for the Analysis of Reactor Transients. IDO-17282. 1969.
6. Куликов В.И., Куракин К.Ю., Семенова Т.В. и др. Расчетное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2018. № 1. С. 55–60.
7. Кавун О.Ю. Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 1999. № 2. С. 17–39.

Сопряженное нейтронно-теплофизическое моделирование ксеноновых переходных процессов в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе

Каныгин М.А., Михайлова А.В., Волков Ю.Н.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, модель пористого тела, вычислительная гидродинамика, COMSOL Multiphysics, машинное обучение*

В настоящее время в рамках программы НИОКР по разработке технологических решений для атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) с тепловой мощностью 200 МВт актуальной задачей является исследование пространственных эффектов, возникающих при изменении концентрации ^{135}Xe в активной зоне и обусловленных маневрированием мощности. Целью данной работы является анализ ксеноновых переходных процессов в ВТГР с использованием сопряжённой нейтронно-теплофизической модели в программном комплексе COMSOL Multiphysics.

Предполагалось, что существенные перераспределения аксиального поля нейтронов создадут предпосылки к колебаниям аксиального офсета, которые будут либо затухающие, что доказывает устойчивость РУ, либо нет.

Для проведения расчётов использована осесимметричная модель с гомогенной активной зоной РУ, разделенной на две половины для расчета офсета, отражателем и каналом для стержня регулирования СУЗ для инициации пространственных процессов. Нейтронно-физическая модель представляет собой систему нестационарных уравнений диффузии в три-

надцати энергетических группах с учётом шести групп эмиттеров запаздывающих нейтронов, дополненную уравнениями пространственного распределения концентраций йода и ксенона.

Для учёта обратных связей разработана и реализована методика подготовки аппроксимирующих зависимостей макроскопических нейтронных констант от параметров состояния активной зоны с использованием подходов машинного обучения, а именно полиномиальной регрессии. В качестве предикторов использовались температура и концентрация ксенона, а целевыми параметрами являлись сечение увода и коэффициент диффузии. Исходные данные формировались по результатам расчётов в программном комплексе SERPENT при варьировании температуры в диапазоне 600–1700 К и концентрации ксенона от 10^{-3} до трёх от равновесного значения. Для построения аппроксимаций использовался единый вычислительный конвейер, включающий масштабирование признаков, генерацию полиномиальных признаков и регуляризованную линейную регрессию. Исследовались полиномы первой–пятой степени, а выбор оптимальной степени выполнялся с использованием тестовой выборки и 5-кратной кросс-валидации по коэффициенту детерминации.

Для описания процесса тепломассопереноса была использована модель пористого тела. Данная модель включает в себя, во-первых, модель вычислительной гидродинамики, где описывается течение жидкости/газа в пористых средах, используя уравнения неразрывности и уравнения импульса, которые вместе образуют уравнения Бринкмана, а во-вторых, модель теплопередачи, в которой используются обычные уравнения теплопередачи для твердых тел и жидкостей/газов, умноженные на объемные доли, с дополнительным источником, количественно определяющим теплообмен между обеими фазами. Таким образом, считается распределение температур топлива, графита, гелия, скорость теплоносителя, перепад давления теплоносителя в переходном процессе.

По результатам проведенного моделирования было показано, что колебания аксиального офсета, возникшие в результате мгновенного ввода стержня управления на половину высоты, носят затухающий характер. При увеличении высоты активной зоны с 8 метров до 15 метров, а также при увеличении мощности на 50%, амплитуда колебаний несколько увеличивается, но они также быстро затухают. Это демонстрирует, что проектируемая РУ ВТГР обладает значительным запасом до области неустойчивости относительно аксиальных ксеноновых колебаний.

Программа CINDER. Модификация алгоритма аппроксимации

Мязин А.С. [1,2], Базулин И.А.[1,2],

[1] Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

[2] Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *квазислучайные последовательности, библиотека ядерных констант, OpenMC, CHARM, программы для ЭВМ.*

В работе представлены результаты модернизации программного комплекса CINDER, предназначенного для генерации многогрупповых ядерных констант. Базовые возможности комплекса, описанные в ранее опубликованной работе [1], включали стандартные процедуры аппроксимации и один метод генерации квазислучайной сетки параметров состояний. В ходе дальнейшей работы были существенно развиты наиболее важные элементы и модули программного комплекса. В настоящем докладе основное внимание уделяется трем ключевым усовершенствованиям программной архитектуры. Был расширен модуль вариативной генерации сетки многомерного пространства параметров состояния модели. Значительно усовершенствован блок аппроксимации нейтронных сечений. На основе обновлен-

ного инструментария сформирована уточненная библиотека групповых констант для модели полиячейки канального реактора [2]. С использованием новой сетки и скорректированных сечений проведен повторный верификационный расчет по программе CHARM [3].

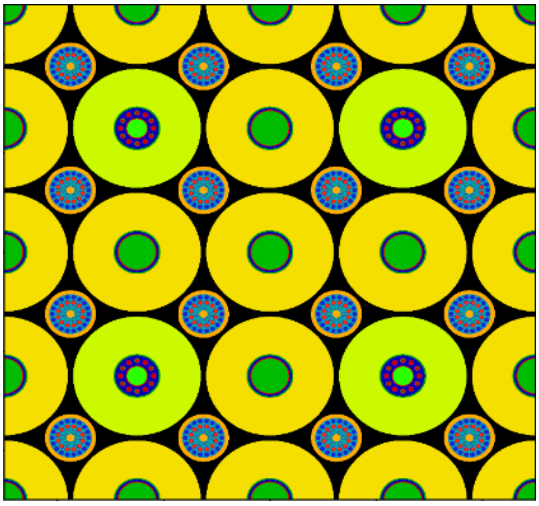


Рис. 1. Модель полиячейки канального реактора

Результаты вычислений демонстрируют результативность внесенных изменений в программный комплекс CINDER, подтверждая как качество ее работы, так и корректность используемой библиотеки нейтронно-физических констант.

Литература

1. Мязин А.С., Базулин И.А., Савандер В.И. Программа для многопараметрической аппроксимации ядерных констант с квазислучайным распределением узлов расчётной сетки и автоматическим отбором коэффициентов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2026. № 2. С. 65-74.
2. Базулин И.А., Давыдова Г.Б., Тупотилов И.А. и др.. Активная зона канального реактора для накопления кобальта-60 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2025. № 1. С. 25-33.
3. Базулин И.А., Федосов А.М., Мязин А.С. и др. CHARM: параллельный нейтронно-физический код, основанный на методе характеристик // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2024. № 5, С. 11—21.

Единая воспроизводимая цифровая образовательная среда на базе Jupyter и Quarto для моделирования процессов в ядерных реакторах

Рюмин О. И.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ядерное образование, Jupyter Notebook, Quarto, воспроизводимые вычисления, моделирование ядерных реакторов, Python*

Современное обучение физике ядерных реакторов включает не только изучение физических основ рассматриваемых процессов и математических моделей, но и выполнение вычислительных экспериментов, анализ полученных результатов и подготовку отчетной документации. При традиционной организации практических занятий указанные этапы могут выполняться с использованием нескольких программных средств: отдельные средства применяются для изучения теоретического материала и реализации математической модели, построения графиков и таблиц, а также оформления отчета. В результате вычислительная

модель, результаты расчета и их описание оказываются разделены между различными средами, а перенос данных между ними выполняется вручную.

В работе [1] показана возможность использования Jupyter Notebook для создания доступных и воспроизводимых учебных материалов по анализу ядерных реакторов. Развитие данного подхода может заключаться не только в создании отдельных вычислительных примеров, но и в организации с его помощью последовательности выполнения практической работы по отдельной теме учебной дисциплины. В настоящей работе предлагается концепция единой воспроизводимой цифровой образовательной среды, предназначенной для обучения моделированию процессов в ядерных реакторах.

Основной единицей предлагаемой среды является цифровой учебный модуль, объединяющий теоретическое описание физического процесса, математическую модель, ее программную реализацию, вычислительный эксперимент, анализ результатов и подготовку отчета. Таким образом, последовательность выполнения практической работы представляется в виде цепочки «теория → математическая модель → программная реализация → вычислительный эксперимент → анализ результатов → отчет». Размещение математического описания и программной реализации в одном воспроизводимом документе позволяет сохранять не только конечные численные результаты и графики, но и последовательность действий, приведшую к их получению.

В качестве примера применения предлагаемого подхода рассматривается дисциплина «Динамика и безопасность ядерных энергетических установок», изучаемая студентами специальности 14.05.01 «Ядерные реакторы и материалы» НИЯУ МИФИ. Выбор данной дисциплины обусловлен тем, что ее содержание включает физическое описание динамических процессов, математическое моделирование и проведение численных экспериментов. В рамках курса отдельные темы могут быть представлены в виде самостоятельных цифровых модулей, включающих, например, точечную кинетику реактора, моделирование влияния запаздывающих нейтронов, исследование изменения мощности при вводе реактивности, работу реактиметра, коэффициенты реактивности и переходные процессы.

В качестве программной основы среды рассматривается Jupyter Notebook, объединяющий текстовые пояснения, математические формулы, программный код и результаты вычислений в рамках одного документа. Язык Python используется для реализации математических моделей, численных методов и обработки результатов. Для автоматизированного формирования отчетной и учебной документации предлагается применение Quarto, позволяющего получать итоговые документы непосредственно из исходного вычислительного проекта. Такой подход дает возможность изменять исходные параметры модели и повторно выполнять расчет с автоматическим обновлением соответствующих графиков, таблиц и численных результатов.

Предлагаемая концепция направлена прежде всего на повышение воспроизводимости вычислительных работ и упрощение организации практической деятельности студентов. Объединение основных этапов вычислительного эксперимента в единой среде позволяет сократить количество ручных операций при обработке результатов, сохранить связь между физической моделью и ее программной реализацией, а также упростить повторное использование и развитие учебных материалов. При этом Jupyter и Quarto рассматриваются как инструменты реализации образовательной концепции, а не как замена специализированным программным комплексам, используемым при решении профессиональных задач реакторного анализа.

Дальнейшее развитие работы предполагает разработку отдельных цифровых учебных модулей по темам дисциплины и их последующее объединение в единый воспроизводимый учебный курс. Практическая апробация отдельных модулей позволит оценить применимость предлагаемого подхода при обучении моделированию динамических процессов в ядерных реакторах.

Литература

1. Karodia M., Bokov P. M., Van Rooyen J. Development of Accessible, Reproducible Jupyter Notebooks for Education in Nuclear Reactor Engineering // PHYSOR 2026. Torino, Italy, 19–23 April 2026.

Эффективное применение языка программирования JULIA для расчетного моделирования физических процессов в ядерном реакторе

Волков Ю.Н., Дегтяренко К.М.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *интеграция, Julia, Fortran, нейтронно-физический расчет, legacy-код, матричные операции, бенчмарк*

Язык программирования Julia – открытый динамический компилируемый язык, ориентированный на производительные вычисления в научно-технических областях. Julia интегрируется с другими языками программирования, что позволяет использовать его в качестве точки входа для языка программирования Fortran, чтобы использовать заранее отлаженные и откомпилированные расчетные модули в новой обертке, написанной на Julia.

В данный момент существует огромное множество расчетных программ, написанных в основном на языке программирования Fortran, которые стабильно работают, однако синтаксис и функционал этого языка программирования могут быть громоздки для современного пользователя. Особенно это проявляется при работе с legacy-кодом, который было бы весьма проблематично переписывать (к примеру, он может быть уже идеально отлажен или сложен в реализации). Кроме того, современная вычислительная физика требует большого количества высокопроизводительных расчетов, объединённых с оптимизацией, поиском и анализом неопределенностей, мультифизическими моделями. Среда программирования Julia позволяет держать эти компоненты в одном программном и математическом окружении.

В данной работе была поставлена задача сравнительного анализа выполнения программ, написанных на языке Fortran и Julia. Для проведения тестов были выбраны операции матричного умножения, так как они в среднем имеют временную сложность около $O(n^3)$, что позволило бы оценить производительность, и запуск теста Такеды, используя интеграцию Fortran и Julia.

Тест Такеды, как и матричные операции, был разбит на расчетные модули, которые были откомпилированы в объектные файлы, затем для каждого модуля была написана обертка на Julia, которая уже вызывалась из единой точки входа с помощью контекстного меню – вычислительное ядро, написанное на Fortran, изменениям не подвергалось.

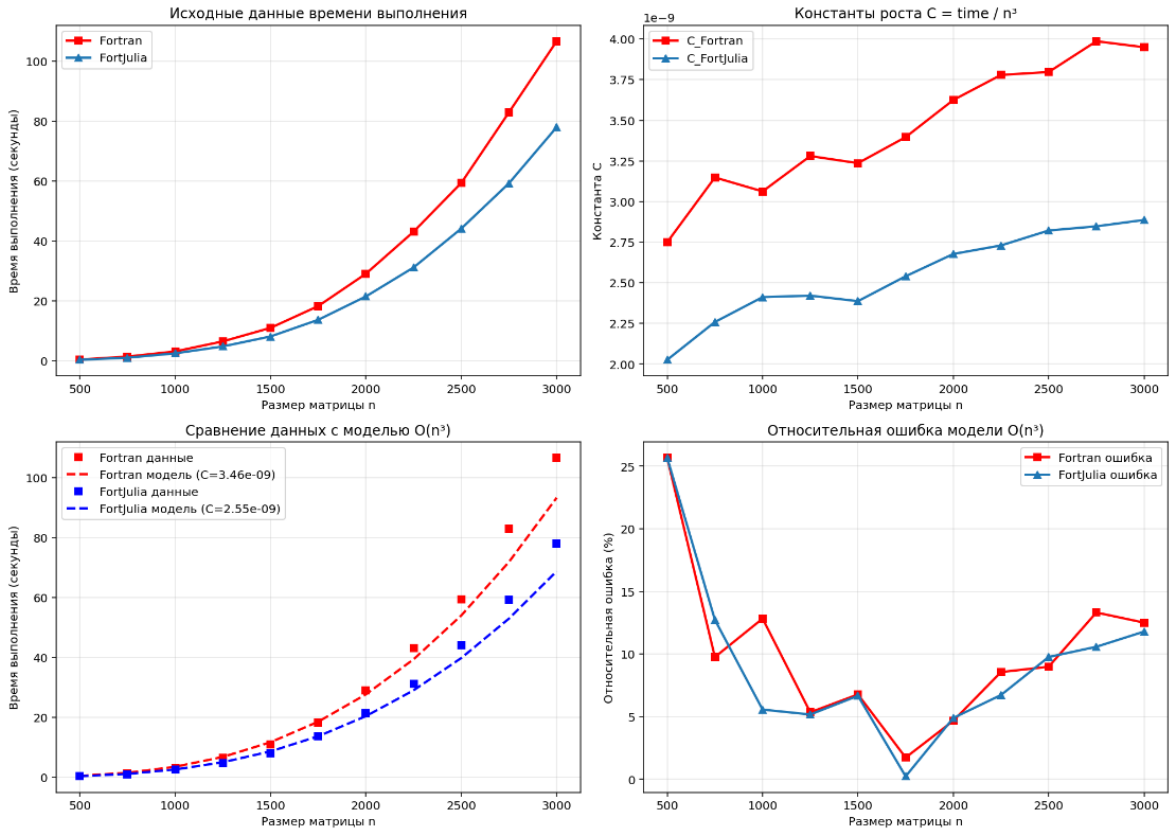


Рис. 1. Результаты бенчмарка

Проведенный бенчмарк показал, что возможность интеграции с существующим кодом на Fortran делает Julia перспективным выбором для научных расчетов, особенно в условиях, когда требуется высокая производительность, удобство и скорость разработки. Особого внимания заслуживает тот факт, что вызов расчетного Fortran-модуля через Julia-обертку не привел к ожидаемому снижению производительности. Это открывает перспективы интеграции legacy-кода на Fortran в современные проекты на Julia. Как показала практика, процесс реализации такого рода проектов не является сложной задачей – была выработана общая методология запуска Fortran-модулей с помощью Julia, которую можно применять при переносе на Julia абсолютно любой расчетной программы.

Моделирование теплообмена воды сверхкритического давления в кольцевом канале в ANSYS CFX

Дуюнов К.Д., Внуков Р.А.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *вода сверхкритического давления, кольцевой канал, теплообмен, ANSYS CFX, турбулентность*

Реактор со сверхкритическим водяным теплоносителем входит в число шести концепций поколения IV. Его теплогидравлическое обоснование осложняется резким изменением плотности, теплоемкости, вязкости и теплопроводности воды вблизи псевдокритической температуры, которая при 25 МПа лежит около 385 °C. Прогноз температуры нагреваемой стенки поэтому чувствителен к модели свойств, замыканию турбулентности, пристеночной обработке и топологии расчетной сетки, а применимость коммерческих CFD-кодов требует проверки по документированным экспериментам.

Построена трехмерная модель вертикального кольцевого канала в ANSYS CFX R19.2 по эксперименту [1]. Расчетная область – нагреваемый участок длиной 1400 мм: внутренний имитатор наружным диаметром 8 мм и кольцевой зазор 4 мм; боковые патрубки и спиральный дистанционирующий элемент не моделировались, свойства воды заданы по IAPWS-IF97 [2]. Рассмотрен режим с давлением 25 МПа, температурой воды на входе 275 °C, массовым потоком 981 кг/(м^2·с) и тепловым потоком 990 кВт/м^2. При одинаковых граничных условиях сопоставлены структурированная и неструктурированная сетки близкого размера (около 5,5 млн элементов, y^+ у нагреваемой стенки около 2 и 45 соответственно) и модели турбулентности SST, k-ε и BSL.

Сравнение с экспериментом выполнено в шести сечениях. Средняя абсолютная погрешность температуры стенки составила 12,43 K для структурированной сетки и 12,86 K для неструктурированной при максимальном точечном отклонении 6,9 %. По средним показателям модели располагаются в порядке k-ε (11,11 K), BSL (11,41 K), SST (12,43 K). Вместе с тем, на участке z = 1,0–1,3 м экспериментальная температура стенки возрастает на 15,5 K, а расчетная – лишь на 0,3–1,4 K: за псевдокритической температурой расчетная кривая практически имеет асимптотическое поведение. Интегральная погрешность менее 7 % поэтому не характеризует способность моделей воспроизвести осевой градиент температуры. Различие между сетками (0,43 K) мало и не позволяет разделить вклад топологии и вклад толщины первого слоя, поскольку эти параметры изменялись одновременно. Возможная причина – автоматические пристеночные функции и упрощенная гладкая геометрия. Этот результат относится только к рассмотренному режиму и должен быть дополнительно проверен на других сетках.

Таким образом, для рассмотренного режима ANSYS CFX воспроизводит уровень температуры нагреваемой стенки с приемлемой для инженерных оценок точностью, но не воспроизводит ее осевой ход за псевдокритической точкой. Дальнейшая работа предполагает расчет режимов улучшенного и ухудшенного теплообмена, исследование сеточной сходимости при раздельном варьировании топологии и пристеночного разрешения, а также учет спирального дистанционирующего элемента и боковых патрубков.

Литература

1. Wu G., Bi Q., Yang Z. и др. Experimental investigation of heat transfer for supercritical pressure water flowing in vertical annular channels // Nucl. Eng. Des. 2011. Т. 241. № 9. С. 4045–4054. DOI: https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.07.007.

2. Wagner W., Cooper J.R., Dittmann A. и др. The IAPWS Industrial Formulation 1997 for the Thermodynamic Properties of Water and Steam // J. Eng. Gas Turbines Power. 2000. Т. 122. № 1. С. 150–182. DOI: https://doi.org/10.1115/1.483186.

Методика ускорения диффузионных расчётов быстрых реакторов

Болдырев А.М.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *быстрые реакторы, диффузионный расчёт, методы Крылова, предобусловливание, ускорение Андерсона, адаптивное управление точностью*

Полноразмерные многогрупповые диффузионные расчёты остаются одним из ключевых инструментов анализа активных зон быстрых реакторов при инженерном и эксплуатационном сопровождении, в том числе в серийных процедурах расчёта микрокампаний, подбора критического положения органов регулирования и оценки реактивностных характеристик. При повышении геометрической и материальной детализации вычислительная стоимость возрастает не только вследствие увеличения числа неизвестных, но и из-за качественного

ухудшения итерационного процесса. Цель работы – установить основные механизмы такого замедления и разработать согласованную методику их подавления.

Численная проверка выполнена на трехмерной модели BN-600 Hybrid Core [1]. Для контролируемого усложнения задачи сформирована иерархия L0–L3 с селективной детализацией компенсирующих стержней системы управления и защиты. На уровне L0 каждая сборка представлена одной планарной областью; на L1 для стержней введено 7-областное гомогенное представление; на L2 используется 91-областная геометрия; на L3 при той же геометрии дополнительно учитывается материальная гетерогенность. Такая иерархия рассматривается как шкала вычислительной сложности и позволяет раздельно анализировать влияние геометрической и материальной детализации.

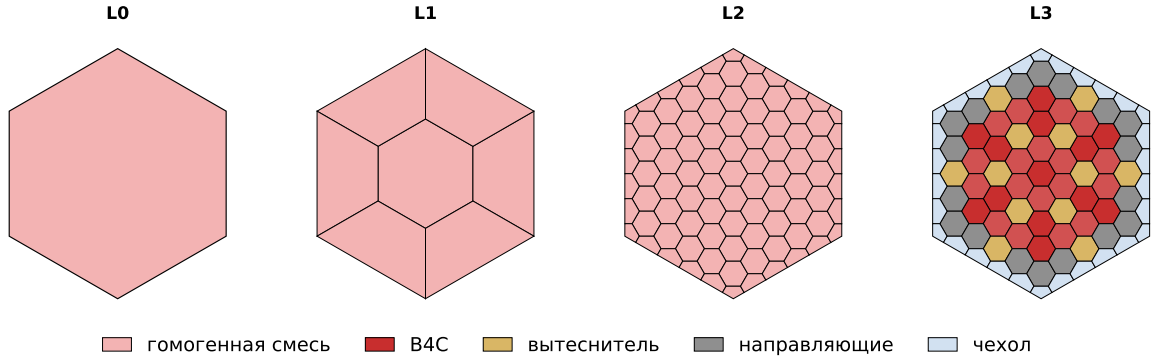


Рис. 1. Вычислительная иерархия моделей L0–L3 для селективной детализации СУЗ

Предложенная гибридная методика построена как многоуровневая итерационная архитектура. Внутренние групповые системы линейных алгебраических уравнений решаются предобусловленными методами Крылова PCG или BiCGStab [2, 3]. В качестве основного предобусловливателя используется LineZ, сводящий обработку аксиальных связей к независимому решению трёхдиагональных систем вдоль оси z. На внешнем уровне к итерациям по источнику деления применяется стабилизированное ускорение Андерсона [4]. Дополнительно реализовано адаптивное управление точностью внутренних решений в зависимости от стадии внешней сходимости [5] и финальный строгий проход, исключающий остановку на недостаточно точном внутреннем решении.

Для отделения алгоритмических эффектов от влияния дискретной модели сопоставлялись три режима: базовый BAS с внутренним решателем MCGS (multicolor Gauss–Seidel, многоцветный метод Гаусса–Зейделя), целевой HYB и строгий референсный REF без адаптивного ослабления внутренних допусков. Оценивались полное время расчёта, число внешних и внутренних итераций, истинная невязка и интегральные характеристики решения.

Таблица 1 – Сводные показатели основного расчётного набора

Уровень	Число неизвестных N	BAS, время, с	HYB, время, с	HYB, внешн. итераций	Ускорение BAS→HYB
L0	470 756	4,46	1,47	24	3,03
L1	535 964	7,64	1,56	19	4,90
L2	1 448 876	127,02	5,07	16	25,04
L3	1 448 876	196,02	5,05	16	38,80

Сопоставление уровней L0–L3 показывает, что вычислительная трудность определяется не столько размерностью системы, сколько структурными свойствами дискретного оператора. Резкий перелом при переходе к уровню L2 связан с появлением сложной локально детализированной области СУЗ, увеличением её внутренней расчленённости и связности. Особенно показательно сравнение L2 и L3: при неизменной размерности системы учёт материальной гетерогенности существенно увеличивает стоимость базового расчёта, тогда как характеристики HYB практически не изменяются. Это свидетельствует об устойчивости гибридной архитектуры к изменению структуры оператора и показывает, что преимущество методики возрастает именно в наиболее вычислительно жёстких конфигурациях.

Проверка при одинаковом бюджете внешних итераций исключает объяснение полученного ускорения преждевременной остановкой расчёта: к 16-му шагу медианная истинная невязка HYB оказывается примерно на пять порядков ниже, чем в режиме BAS, и соответствует уровню строгой референсной конфигурации. Поэтапный анализ выявил разделение функций компонентов методики. Методы Крылова устраняют медленную внешнюю релаксацию, предобусловливатель LineZ подавляет внутреннюю жёсткость групповых СЛАУ за счёт эффективной обработки аксиальных связей, а ускорение Андерсона воздействует на медленно затухающие компоненты внешней ошибки. Адаптивное управление точностью дополнительно снижает стоимость поздней стадии расчёта, практически не изменяя эффективный коэффициент размножения и истинную невязку. Воспроизведение той же структуры вкладов на уровне L3 подтверждает устойчивость механизма ускорения при учёте материальной гетерогенности.

Существенное ускорение не сопровождается заметным смещением решения фиксированной дискретной задачи. Отклонение эффективного коэффициента размножения нейтронов HYB от REF на всех уровнях не превышает 1 pcm. В пределах каждого фиксированного уровня зональное энерговыделение практически совпадает, а различия в полной эффективности совокупности компенсирующих стержней составляют единицы pcm. Таким образом, вычислительное замедление в рассмотренном классе задач имеет составную природу, и его эффективное подавление достигается согласованным сочетанием предобусловленных методов Крылова, внешнего ускорения и адаптивного управления точностью.

Литература

1. International Atomic Energy Agency. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses. IAEA-TECDOC-1623. Vienna: IAEA, 2010.

2. Saad Y. Iterative Methods for Sparse Linear Systems. Philadelphia: SIAM, 2003. DOI: https://doi.org/10.1137/1.9780898718003.

3. Roberts J.A., Forget B. Multigroup Diffusion Preconditioners for Multiplying Fixed-Source Transport Problems // Journal of Computational Physics. 2014. Т. 274. С. 455–472. DOI: https://doi.org/10.1016/j.jcp.2014.06.034.

4. Walker H.F., Ni P. Anderson Acceleration for Fixed-Point Iterations // SIAM Journal on Numerical Analysis. 2011. Т. 49. № 4. С. 1715–1735. DOI: https://doi.org/10.1137/10078356X.

5. Simoncini V., Szyld D.B. Theory of Inexact Krylov Subspace Methods and Applications to Scientific Computing // SIAM Journal on Scientific Computing. 2003. Т. 25, № 2. С. 454–477. DOI: https://doi.org/10.1137/S1064827502406415.

Определение параметров активной зоны реактора ВВЭР-1000 с использованием архитектур сверточной нейронной сети (CNN) и Transformer для оптимизации схемы стационарной загрузки топлива

Жбанов И.С., Четвериков А.Е.

Национальный исследовательский университет «МЭИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *суррогатное моделирование, БИПР-7А, стационарная загрузка, оптимизация, CNN, Transformer, нейросетии*

Оптимизация схемы стационарной загрузки является NP-сложной дискретной комбинаторной задачей. Проблема является нерешённой – никто не может гарантировать, что знает лучшую схему стационарной загрузки для того или иного реактора. Это обуславливает большой потенциал в новых подходах к решению данной задачи. Задача, по сути, делится на этап поиска схем и оценки схем. В качестве нового подхода на этапе оценки схем используется суррогатное моделирование. Суррогатное моделирование вместе с новыми подходами к поиску схем могут позволить сократить до 4% потребления топлива, что даст значительный экономический эффект. Соответствующими исследованиями с 2019 года уже начали серьёзно заниматься американские [1-5] и южнокорейские [6, 7] группы учёных. Более того, их в этом поддерживают и финансируют крупнейшая в США компания по количеству эксплуатируемых АЭС Constellation (формально известная, как Exelon) Corporation и правительство Южной Кореи, соответственно. Таким образом, исследование данного направления является важным элементом в сохранении Росатомом конкурентоспособности на внутреннем, внешнем рынках, а также в поддержании технологического суверенитета России в энергетики.

В данной работе был предложен подход к определению параметров стационарных схем загрузки с помощью суррогатного моделирования. Также была определена применимость архитектуры Transformer + Convolutional Neural Network (CNN) в суррогатных моделях для нахождения этих параметров. В российской практике в целях оценки схем используется редкосеточная диффузионная программа БИПР-7А. В ходе исследования также была разработана суррогатная модель БИПР-7А по определению максимального коэффициента неравномерности энерговыделения Kq_{max} для схем стационарной загрузки ВВЭР-1000 на 18-месячном топливном цикле.

По результатам работы была доказана возможность создания суррогатной модели БИПР-7А, сопоставимой по точности, но превосходящей в 10 000 раз по скорости. Также была доказана возможность применимости и высокое качество работы Transformer + CNN архитектуры в суррогатных моделях для исследуемой задачи.

Полученные результаты заложили фундамент для создания мультиагентной суррогатной модели (МСМ модели), определяющей не только Kq_{max}, а все требуемые параметры для оценки схемы. Также МСМ модель позволит повысить качество работы новых подходов по поиску схем (в лице Deep Reinforcement Learning алгоритмов (DRL)) и определить экономически более эффективные схемы стационарной загрузки, как итог.

Будущие исследования. В дальнейшем планируется улучшить качество текущей суррогатной модели, создать МСМ модель, разработать новый подход к поиску схем (с использованием DRL алгоритмов) и определить экономически более эффективные схемы стационарной загрузки, позволяющие сократить до 4% потребления топлива.

Литература

1. Radaideh M.I., Du K., Seurin P. и др. NEORL: NeuroEvolution Optimization with Reinforcement Learning—Applications to carbon-free energy systems // Nuclear Engineering and Design. 2023. Т. 412. DOI: https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112423.

2. Seurin P., Shirvan K. Assessment of reinforcement learning algorithms for nuclear power plant fuel optimization // Appl. Intell. 2024. Т. 54. С. 2100–2135. DOI: https://doi.org/10.1007/s10489-023-05013-5.

3. Seurin P., Shirvan K. Surpassing Legacy Approaches to PWR Core Reload Optimization with Single-Objective Reinforcement Learning // Nuclear Science and Engineering. 2026. Т. 200. № 3. С. 574–605. DOI: https://doi.org/10.1080/00295639.2025.2488702.

4. Seurin P., Shirvan K. Multi-objective reinforcement learning-based approach for pressurized water reactor optimization // Annals of Nuclear Energy. 2024. Т. 205. № 1. С. 110582. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110582.

5. Seurin P., Shirvan K. Physics-informed Reinforcement Learning optimization of PWR core loading pattern // Annals of Nuclear Energy. 2024. Т. 208. С. 110763. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110763.

6. Jang H., Lee H. Prediction of Pressurized Water Reactor Core Design Parameters Using Artificial Neural Network for Loading Pattern Optimization // Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting. Jeju, Korea, 2019.

7. Jeong S., Lee H.C. Loading pattern optimization for OPR-1000 by adaptive simulated annealing with a screening technique using pin-wise vision transformer // Proceedings of the Reactor Physics Asia 2025 (RPHA2025) Conference. Hangzhou, China, 2025.

Исследование времени разгона при опустошении активной зоны в перспективных легководных реакторах с положительным пустотным эффектом

Иванов А.А.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР-СКД, точечная динамика, опустошение, пустотный эффект реактивности*

Среди разрабатываемых концепций перспективных легководных реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД) есть варианты с положительным пустотным эффектом реактивности. При авариях с потерей теплоносителя это может приводить к разгону на мгновенных нейтронах. Цель работы — определить время разгона в зависимости от величины пустотного эффекта и скорости опустошения активной зоны.

Расчёты выполнены по точечной модели кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов, дополненной уравнениями теплового баланса топлива и теплоносителя. Обратные связи включают доплер-эффект с коэффициентом K_D, линейно зависящим от плотности теплоносителя и плотностной эффект реактивности. Система решается адаптивным методом Рунге-Кутты-Фельберга 4(5) порядка с относительным допуском 10^{-6}. Параметры стационарного состояния взяты близкими к характеристикам реактора из проекта МТИР-СКД [1].

Опустошение моделируется экспоненциальным снижением плотности и расхода теплоносителя. Рассмотрена сетка из 160 сценариев: пустотный эффект $\Delta\rho_{\text{ПЭР}}$ от 0 до 10 \$, постоянная времени опустошения τ от 2 до 20 с. Для каждого сценария определялся момент времени, когда суммарная реактивность достигает эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Написанная программа позволяет получить и проанализировать любые динамические характеристики. Основной результат представлен на рисунке 1 в виде трехмерного графика, отмечено значение времени разгона в зависимости от величины пустотного эффекта и времени опустошения.

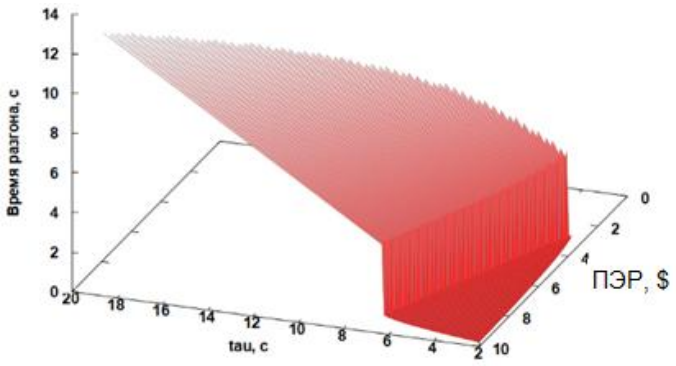


Рис. 1. Зависимость времени разгона от величины пустотного эффекта и постоянной времени опустошения

Скачок обусловлен разными ключевыми факторами в достижении разгона. При малых τ температура топлива не успевает заметно отклониться от начальной, и разгон определяется только величиной пустотного эффекта. При увеличении τ температура достигает точки плавления раньше, чем реактивность сравнивается с β, после чего рост доплер-эффекта прекращается, а его абсолютная величина падает из-за снижения коэффициента с плотностью, при этом продолжающееся опустошение вводит реактор в состояние мгновенного разгона.

Из соображений баланса реактивности и ряда допущений получены аналитические оценки для времени разгона для областей до (1) и после (2) скачка

$$t_{\text{мр1}} = -\tau \ln\left(1 - \frac{1}{\Delta\rho_{\text{ПЭР}}}\right) \tag{1}$$

$$t_{\text{мр2}} = -\tau \ln\left(\frac{\Delta\rho_{\text{ПЭР}} + (K_{D\,0} - K_{D\,\text{опуст}}) \ln\frac{T_{\text{плав топ}}}{T_{\text{топ 0}}}}{\Delta\rho_{\text{ПЭР}} - K_{D\,\text{опуст}} \ln\frac{T_{\text{плав топ}}}{T_{\text{топ 0}}}}\right) \tag{2}$$

Показано, что для параметров МТИР-СКД, где ПЭР менее 2,2 $ [2], разгон на мгновенных нейтронах невозможен при любых реалистичных τ — реактор обладает внутренней самозащищённостью, а для больших ПЭР безопасность может быть обоснована характером протекания аварии.

Литература

1. Седов А.А., Бландинский В.Ю., Котов Я.А. и др. Концепция ядерной энергетической установки на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров // Теплоэнергетика. 2023. № 5. С. 5–22.

2. Лапин А.С., Седов А.А., Бландинский В.Ю. и др. Обоснование выбора физических характеристик и мощности многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2024. № 2. С. 76–88.

Автоматизированное формирование расчетных моделей активных зон реакторов на быстрых нейтронах для кода COMPLEX

Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия

Ключевые слова: *активная зона, реактор на быстрых нейтронах, интегральный код COMPLEX, метод дискретных ординат, диффузионное приближение, метод Монте-Карло, HEX-Z-геометрия, потвэльный расчет, гомогенизация.*

Формирование расчетных моделей для нейтронно-физических кодов в ручном режиме является трудоемким процессом, на различных этапах которого могут возникать ошибки, обусловленные человеческим фактором. В данной связи высокую актуальность имеет создание средств, позволяющих формировать согласованные расчетные модели для различных кодов в автоматическом режиме. Особенно это актуально, например, при проведении кросс-верификации, в том числе кодов с существенно различающимся представлением геометрических моделей, а также при проведении многовариантных расчетов, например, с различным положением, компоновкой или составом органов СУЗ.

В рамках разработки кода COMPLEX [1] был выполнен ряд работ по развитию автоматизированных средств для формирования расчетных моделей активных зон реакторов на быстрых нейтронах (для модулей CORNER/DOLCE VITA и MCU-FR) [2].

В первую очередь был разработан универсальный формат файла на базе спецификации XML для хранения описания модели активной зоны в потвэльном представлении, позволяющий хранить данные в исходном виде без упрощений и потери данных. Указанный файл формируется с использованием графической оболочки, что позволяет существенно упростить процесс создания расчетной модели, сделать его более наглядным и интуитивным и таким образом повышает отчуждаемость кода COMPLEX. Схематичное представление формата универсального входного файла приведено на рисунке 1.

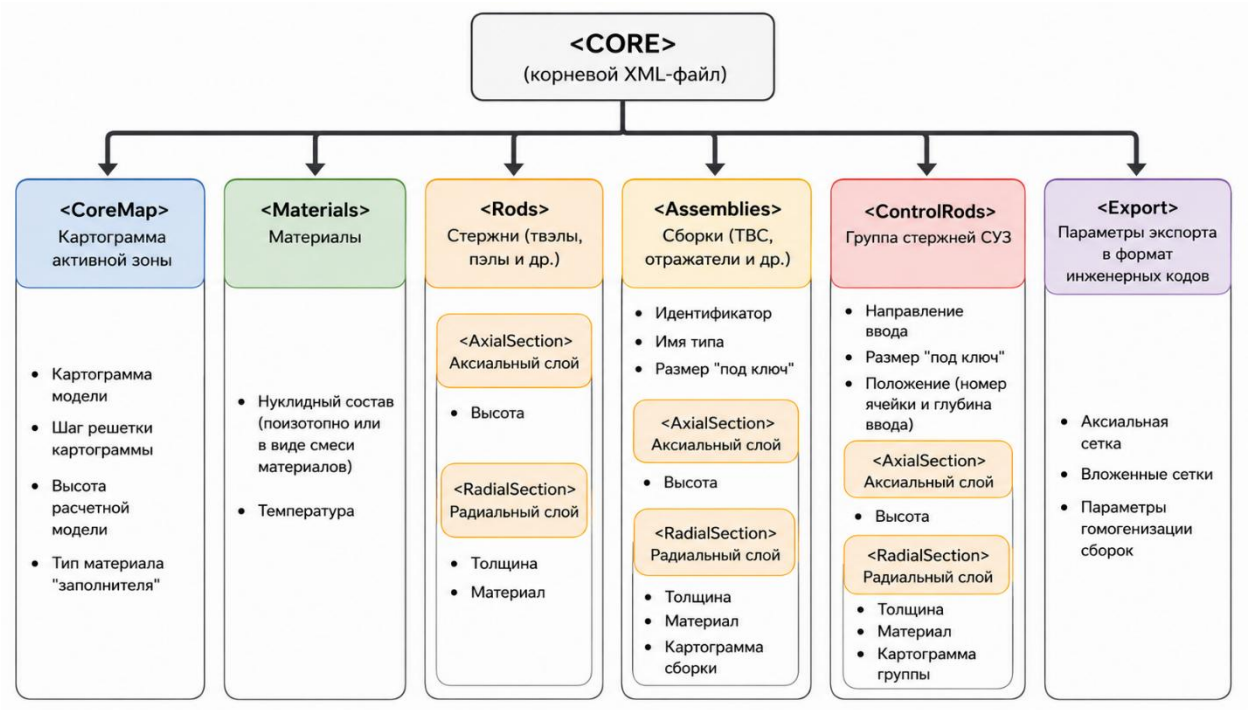


Рис. 1. Схематичное представление формата универсального входного файла

Генераторы входных файлов позволяют на основе универсального входного файла получить входные файлы для модулей CORNER/DOLCE VITA, MCU-FR. При этом для кода

MCU-FR формируется расчетная модель в потвэльном представлении, а для модулей CORNER/DOLCE VITA – модель с покассетной гомогенизацией (или с учетом вложеных сеток).

В качестве тестовой расчетной модели используется активная зона реакторной установки со смешанным уран плутониевым нитридным топливом и свинцовым теплоносителем. Расчетная модель включает органы аварийной защиты (АЗ), компенсации реактивности (КР) и автоматического регулирования (АР).

Для указанной модели подготовлен универсальный входной файл и на его основе с помощью генераторов сформированы входные файлы для модулей DOLCE VITA (1 ячейка на аксиальный слой ТВС без использования вложенных сеток, и 7 – с вложенными сетками), CORNER (1 ячейка и 12, соответственно) и MCU-FR (потвэльный вариант).

Модули DOLCE VITA и CORNER используют систему подготовки констант CONSYST-RF с библиотекой БНАБ-РФ, а MCU-FR – библиотеки ядерно-физических данных в поточечном представлении, сформированные на базе файлов РОСФОНД.

В таблице представлено отклонение эффективности органов СУЗ в расчетах по модулям DOLCE VITA и CORNER от реперного расчета (потвэльный расчет по коду MCU-FR).

Таблица 1 – Отклонение эффективности СУЗ в расчетах по кодам DOLCE VITA и CORNER от реперного расчета, %

Тип СУЗ	1 ячейка DOLCE VITA	1 ячейка CORNER	7 ячеек DOLCE VITA	12 ячеек CORNER
АР	8,0	8,2	1,2	3,9
АЗ	2,6	9,1	-8,0	2,2
КР	2,5	0,8	-7,8	1,9

Отклонения значений эффективности СУЗ от реперного значения по модулю не превышают 8% для DOLCE VITA и 10% для CORNER, что соответствует значениям, представленным в аттестационных паспортах кодов и подтверждает корректность реализованных инструментов. Использование моделей с гетерогенным размещением СУЗ позволяет снизить отклонение для CORNER до 4%.

Работа выполнена в рамках Государственных контрактов №Н.4о.241.19.24.1034 от 04.04.2024, №Н.4о.241.19.24.1035 от 04.04.2024 и №Н.4о.241.19.21.1068 от 14.04.2021.

Литература

1. Белов А. А., Березнев В. П., Вабищевич Н. П. и др. Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2024. № 2. С. 88-100.

2. Колташев Д. А. Разработка единого конструктора моделей активной зоны в потвэльном представлении для системы программ COMPLEX // Волга-2024 : Сборник тезисов Международной конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов, Москва, 03–06 сентября 2024 года. Москва: Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ. 2024. С. 80-81.

Применение случайных лесов выживаемости для решения задачи выбора топливного канала для перегрузки в реакторе РБМК

Кузина Е.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *анализ выживаемости, модель случайного леса, перегрузка на мощности, энерговыработка*

Существующая методика [1], а также ПО [2] планирования перегрузок на АЭС с реакторами РБМК предполагает автоматизированный подход к текущему планированию. С целью поддержки принятия решения персоналом АЭС предложено рассмотреть процесс перегрузок при работе реактора на мощности в классе моделей анализа выживаемости (анализа надежности).

С точки зрения анализа выживаемости перегрузки топливных каналов (ТК) можно представить в формате левоусеченных данных, цензурированных справа [3], где «возрасту» канала соответствует его текущая энерговыработка, а «событием» является перегрузка топлива. Цензурирование справа осуществляется в виду окончания периода наблюдения ранее, чем выполнена перегрузка всех каналов.

Для предсказания ТК перегрузки использована модель случайного леса выживаемости с изменяющимися во времени предсказывающими признаками [4]. Выходными значениями являются вероятности отсутствия перегрузки (выживания) ТК в зависимости от энерговыработки. В результате анализа регламентирующих документов сформированы входные (предсказывающие) признаки, включающие в себя значения нескольких технологических и физических параметров активной зоны, агрегированные по времени и пространству за период длиной одни сутки, завершающийся за 24 часа до начала рабочей смены, в которую выполнена перегрузка.

Используемые данные представляют собой архивные записи о состоянии активной зоны реактора РБМК-1000 в течение 160 суток. Выполненных перегрузок – 194. Перегрузки осуществлялись как на свежие, так и на отработанные ТВС (СТВС и ОТВС соответственно), в данной работе эти различия не учитывалась. Использованные значения гиперпараметров модели: 100 деревьев, 8 случайных признаков для разделения в узле, минимальный размер терминального узла – 15.

Оценка качества модели выполнена на OOB-выборке (англ. out-of-bag, данные, не попавшие в обучающую выборку конкретного дерева) оценкой Брайера BS, вычисляемой по формуле:

$$BS = \frac{1}{N}\sum_{i=1}^{N}(f_t - o_t)^2 \quad (1)$$

где f_i – предсказанная вероятность, o_i – фактический исход (1 – событие произошло, 0 – нет).

Полученные результаты свидетельствуют о применимости моделей анализа выживаемости к моделированию процесса перегрузки ТК в реакторе РБМК на мощности. Дальнейшее развитие работы видится в учете информации о перегрузке на СТВС и ОТВС, например, в форме конкурирующих событий, совершенствовании подбора гиперпараметров модели, входного признакового пространства.

Литература

1. РД ЭО 1.1.2.10.0732-2007. Типовая методика планирования перегрузок на АЭС с реакторами РБМК-1000. М.: ФГУП «Концерн Росэнергоатом», 2007. 31 с.

2. Дружинин В., Шмонин Ю., Плеханов Р. и др. Методика и пакет программ планирования перегрузок топлива РБМК // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов. 2010. № 3. С. 63–79.

3. Moore D. Applied Survival Analysis Using R. Springer Cham, 2016. 226 с. DOI: https://doi.org/10.1007/978-3-319-31245-3
4. Yao W., Frydman H., Larocque D. и др. Ensemble methods for survival function estimation with time-varying covariates // Statistical Methods in Medical Research 2022. Т. 31, № 11. С. 2217–2236. DOI: https://doi.org/10.1177/09622802221111549

Зависимость коэффициента размножения от угловой дискретизации S_N-метода в COMSOL Multiphysics

Михайлова А.В., Каныгин М.А., Волков Ю.Н.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *метод дискретных ординат, -метод, COMSOL Multiphysics, уравнение переноса нейтронов, эффективный коэффициент размножения, угловая дискретизация.*

Одним из детерминистических подходов к решению уравнения переноса нейтронов является метод дискретных ординат (S_N-метод), основанный на замене непрерывного углового пространства конечным набором направлений движения нейтронов. Выбор угловой дискретизации определяет точность описания нейтронного поля и вычислительную сложность задачи. В связи с этим представляет интерес оценка влияния порядка S_N-приближения на результаты нейтронно-физического расчета.

В работе в программном комплексе COMSOL Multiphysics реализована модель многогруппового уравнения переноса нейтронов методом дискретных ординат. Уравнение переноса задано с использованием интерфейса Coefficient Form PDE, а расчет эффективного коэффициента размножения (K_{eff}) выполняется как решение задачи на собственные значения встроенным в COMSOL модулем. Реализованы граничные условия типа вакуум и типа отражение с учетом направления движения нейтронов: за счет использования слабой формы уравнений и условия Дирихле с попарным связыванием потоков на границе расчетной геометрии соответственно. Такой подход позволяет использовать возможности COMSOL для дальнейшего объединения нейтронно-физической модели с другими физическими блоками в рамках единой расчетной среды.

Корректность реализации проверена на серии из шести верификационных бенчмарков**,** включающих одногрупповые и двухгрупповые задачи, различные материальные конфигурации, прямоугольную и гексагональную геометрию, а также вакуумные и отражающие граничные условия. В состав тестовых задач вошли бенчмарк TWIGL, задачи IAEA, LWR- и BWR-постановки с поглощающими материалами и гексагональная сборка. Для всех рассмотренных задач рассчитанные значения K_{eff} сопоставлялись с опубликованными эталонными решениями. Среднее относительное отклонение составило 0,33%, максимальное - 0,81 %.

На примере бенчмарка TWIGL дополнительно выполнена оценка влияния порядка угловой дискретизации и пространственной сетки. Рассмотрены квадратуры S_4, S_6 и S_8 различных типов. Показано, что для данной задачи увеличение порядка угловой дискретизации выше S_4 не приводит к существенному изменению рассчитанного K_{eff}, тогда как вычислительные затраты возрастают. Изменение пространственной сетки в исследованном диапазоне (от 2 до 4 см размер элемента квадратной сетки) также оказывает незначительное влияние на результат.

Таким образом, разработанная модель демонстрирует возможность применения метода дискретных ординат в COMSOL Multiphysics для решения задачи переноса нейтронов и получения значения эффективного коэффициента размножения. Полученные результаты показывают, что выбор порядка угловой дискретизации должен определяться особенностями конкретной задачи и требуемой точностью расчета, поскольку увеличение порядка угловой

дискретизации не во всех рассмотренных случаях приводит к заметному повышению точности K_{eff}, несмотря на рост вычислительных затрат. Разработанный подход может быть использован в дальнейшем для моделирования более сложных гетерогенных реакторных систем и построения связанных нейтронно-физических и теплофизических расчетов.

Влияние гетерогенности дисперсионного ядерного топлива на составляющие коэффициента размножения нейтронов

Попов М.А., Внуков Р.А.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *коэффициент размножения, гетерогенность, тепловые реакторы, неравномерность нейтронного поля, дисперсионное топливо.*

Актуальным направлением развития реакторной техники является повышение безопасности и надёжности реакторных установок. Перспективно внедрение дисперсионного ядерного топлива, поскольку твэлы с данной топливной композицией имеют низкий перепад температуры по сечению, допускают выгорание свыше 100 МВт·сут/кг, а также могут эксплуатироваться в маневренных режимах [1]. В частности, возможно использование топлива U-Mo в матрице из Zr или его сплавов [2].

Гетерогенная структура дисперсионного топлива не является строго определённой. Так, может варьироваться как объёмная доля топливных частиц в твэле, так и пористость [2]. Также не накладывается жёстких ограничений на размер топливных частиц. Тем не менее, данные параметры влияют, в частности, на размножающие свойства реактора при использовании в нём дисперсионной топливной композиции.

Влияние гетерогенности проявляется во многих аспектах и приводит к изменению величины коэффициента размножения нейтронов в течение всей топливной кампании. Коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде определяется по формуле четырёх сомножителей (1):

$$К_{беск} = \nu_a \mu \varphi \theta, \quad (1)$$

Таким образом, изменение $К_{беск}$ при варьировании гетерогенности среды обусловлено изменением отдельных коэффициентов, входящих в данную формулу.

Рассмотрим решётку трубчатых твэлов с дисперсионным топливом U-Mo в матрице из сплава Zr-Fe-Be (содержащем соответственно 6% Fe и 2.5% Be). Предположим, что варьирование гетерогенности осуществляется путём изменения только размеров топливных частиц и объёмного соотношения «топливо-матрица», при этом шаг решётки остаётся постоянным. При этом среднее число вторичных нейтронов на одно поглощение в топливе практически постоянно и определяется только средней энергией нейтронов, и результирующее изменение $К_{беск}$ определяется только поведением множителей μ, φ, θ. С ростом степени гетерогенности активной зоны коэффициент размножения на быстрых нейтронах и вероятность избежать резонансного захвата увеличиваются, а коэффициент использования тепловых нейтронов уменьшается, и так как зависимости данных величин от приведённых параметров реактора различны, зависимость $К_{беск}$ от них носит сложный характер.

Стоит отметить, что наибольшее влияние на $К_{беск}$ имеет место в тепловых реакторах, где за счёт использования замедлителя возникает пространственная неравномерность нейтронного поля по решётке активной зоны, различная для нейтронов разных энергий (тепловых, резонансных и быстрых). В частности, например, описанные эффекты проявляются в легководных реакторах.

Для выявления зависимостей множителей, входящих в расчётную формулу для $К_{беск}$, от соотношения объёмов «топливо-матрица» и размера топливных частиц, в программном

комплексе Serpent [3] смоделирована элементарная ячейка реактора ВВЭР-1200 [4] с загрузкой выбранного ранее дисперсионного топлива (см. рис. 1). Размеры частиц варьировались в пределах от 0.025 см до 0.35 см, объёмная доля топлива в твэле – от 15% до 55%. При невозможности достижения требуемой объёмной доли топлива для данного размера рассмотрение ограничивалось последней достижимой конфигурацией в условиях случайного распределения топливных частиц в матрице. Влияние пористости не учтено в силу сложности моделирования, при этом для получения соответствующих данных в условиях постоянной объёмной доли пор в твэле достаточно рассмотреть одну любую конфигурацию твэла. На торцах модели задан водостальной отражатель с учётом изменения температуры воды при прохождении её через активную зону. С целью экономии временных ресурсов для каждого соотношения радиуса частиц и объёмной доли топлива рассчитывались по 10 вариантов расположения топливных частиц в 1/100 (по длине) части твэла, после чего полученные 10 частей копировались на всю длину твэла. Заданы граничные условия на отражение вылетающих нейтронов в поперечной плоскости и утечку на торцах. Расчёт проводился в условиях выгорания топлива в течение 4-х микрокампаний длительностью около 330 сут. при постоянной мощности единичного твэла. Для расчёта коэффициентов формулы четырёх сомножителей, в соответствии с их определениями, отслеживались соответствующие скорости реакций в твэле.

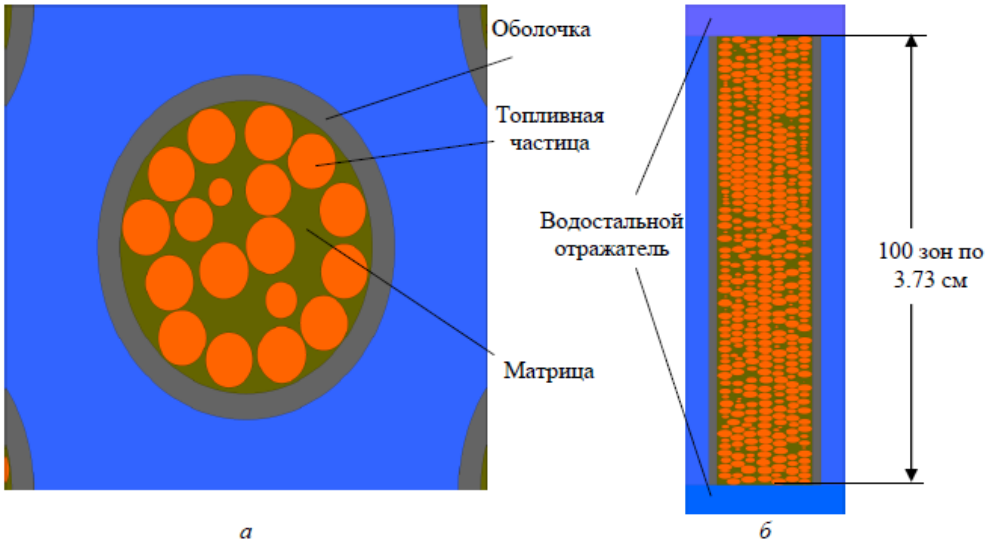


Рис. 1. Схематическое изображение поперечного (а) и продольного (б) сечения модели твэла с загрузкой из дисперсионного топлива в ПК Serpent

При сравнении величины коэффициента размножения нейтронов на начало и конец кампании для различных конфигураций твэла выявлено, что в начале топливной кампании наблюдается его снижение с увеличением объёмной доли топлива (при постоянном радиусе частиц из сплава U-Mo), а также с измельчением топливных частиц (при постоянной объёмной доле топлива). В конце кампании данные варианты, напротив, имеют лучшие характеристики. Таким образом, актуальным является вопрос о причинах наблюдаемых закономерностей, в том числе в условиях постоянной массы загружаемого делящегося материала (^{235}U).

Литература

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. М.: Техносфера, 2015. 248 с.

2. Савченко А.М., Карпюк Л.А., Дергунова Е.А., Коновалов Ю.В., Кулаков Г.В., Маранчак С.В., Ершов С.А., Купенко В.И., Майников Е.В. Топливные циклы с усовершенствованными ураноёмкими дисперсионными твэлами // Атомная энергия. 2023. Т. 134 № 3-4. С. 147-153.

3. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Annals of Nuclear Energy. 2015. Т. 82. С. 142-150. DOI: 10.1016/j.anucene.e2014.08.024.
4. Поваров В.П., Платонов П.Д., Украинцев В.Ф., Горшков В.И., Воронцов В.В., Яуров С.В., Стацура Д.Б. Оборудование и технологические системы нормальной эксплуатации ядерной установки в проекте АЭС-2006. Воронеж: Кварта, 2023. 780 с.

Оценка неопределённостей коэффициентов реактивности активной зоны ВВЭР на основе обработки экспериментов по возбуждению свободных диаметральных ксеноновых колебаний

Сальников М. И., Пинегин А. А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *Диаметральные ксеноновые колебания, метод Байеса, МСМС, анализ неопределенностей, коэффициенты чувствительности, машинное обучение*

Ксеноновые колебания в активной зоне чувствительны к значениям некоторых нейтронно-физических параметров, таких как: коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя, микроскопическое сечение поглощения ксенона, граничные условия и др. Поэтому, экспериментальные данные о ксеноновых процессах в активной зоне реактора содержат важную информацию, которая позволяет оценить точность параметров расчётных моделей активной зоны и уточнить их фактические значения. Серия экспериментов по возбуждению ксеноновых переходных процессов была проведена при пуске Нововоронежской АЭС-2.

При анализе таких экспериментов возникают трудности с учетом неопределенностей: как погрешностей самого эксперимента, так и получением апостериорных оценок погрешностей расчета моделей и программных средств. В данной работе на примере эксперимента по изучению свободных диаметральных ксеноновых колебаний предложена и разработана методика оценки неопределенностей модели активной зоны реактора ВВЭР.

В качестве переходного процесса выбран эксперимент по возбуждению диаметральных ксеноновых колебаний, который заключается в возбуждении колебаний путем погружения в активную зону одного органа регулирования, что вызывает несимметричное колебание поля энерговыделения. В качестве экспериментальных данных используются измеренные интегральные параметры активной зоны (рис. 1 (тепловая мощность реактора, движение ОР СУЗ, концентрация борной кислоты и др.)), а также энерговыделения в кассетах в определенные моменты времени (рис. 2), которые используются как критерий для уточнения нейтронно-физических параметров.

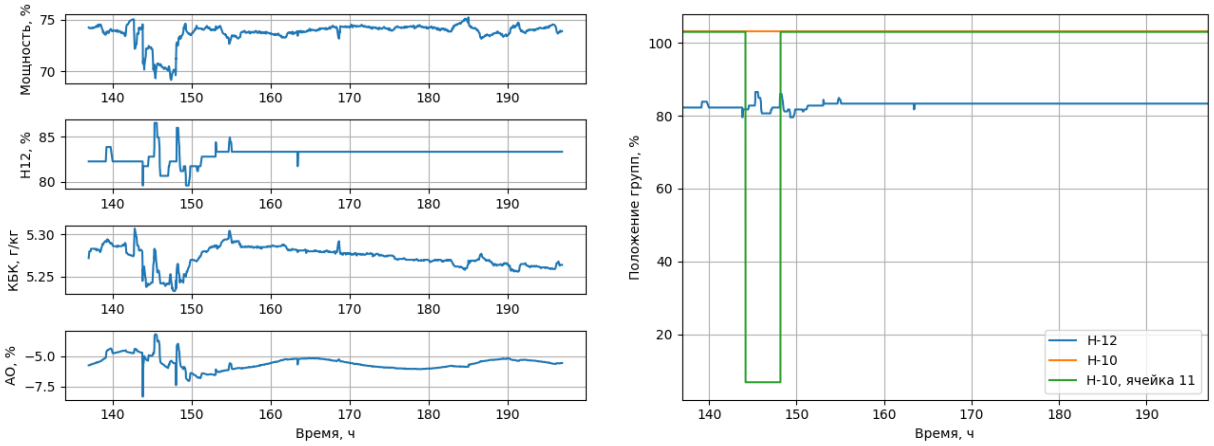


Рис. 1. Интегральные параметры в ходе эксперимента

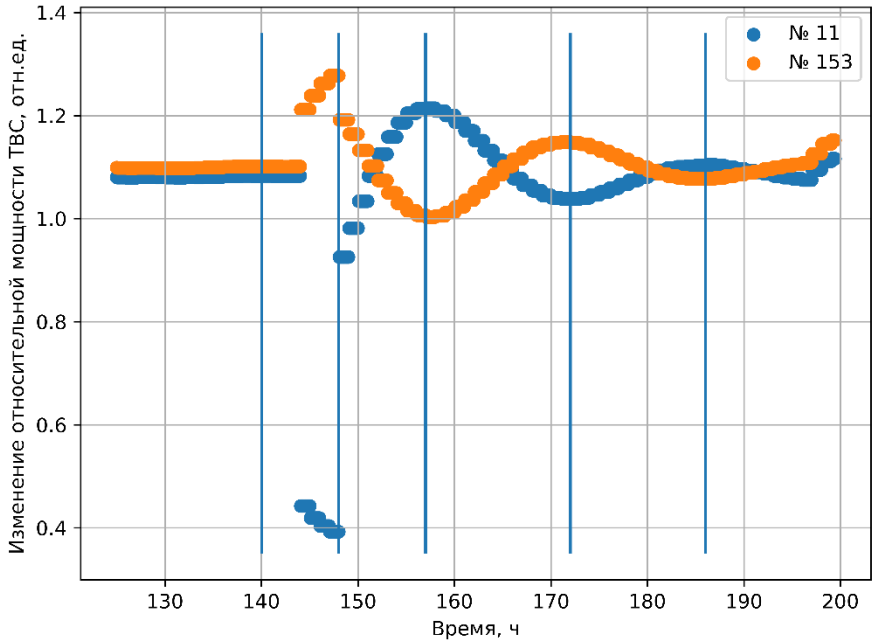


Рис. 2. Энерговыделение в кассетах № 11 и 153 в ходе переходного процесса. Вертикальными синими линиями обозначены характерные моменты

Для решения задачи уточнения нейтронно-физических параметров была разработана статистическая процедура, в основе которой лежит метод Байеса. На первом этапе оцениваются диапазоны неопределенностей для значений нейтронно-физических параметров расчетной модели, а затем из анализа чувствительности формируется набор нейтронно-физических параметров, чьи изменения в пределах диапазонов неопределенности их значений оказывают наибольшее влияние на протекание ксеноновых переходных процессов.

Оценка апостериорной плотности вероятности для выбранного набора нейтронно-физических параметров производится методом DRAM с использованием метода Монте-Карло с цепями Маркова. Набор значений нейтронно-физических параметров, при которых апостериорная плотность вероятности достигает наибольшего значения, может приниматься за их уточненное значение, а дисперсия полученной выборки за погрешность.

Процедура использует априорную (ранее полученную) информацию о неопределенности значений этих параметров, экспериментальные данные о свободных ксеноновых колебаниях и оценки погрешностей экспериментальных данных. При моделировании ксеноновых переходных процессов использовалось ПС NOSTRA. Данная программа является развитием алгоритма БИПР-7А.

Отчеты по анализу безопасности должны, в соответствии с требованиями нормативных документов, содержать анализ неопределенностей полученных результатов. На данный момент при проведении анализов неопределенностей погрешности нейтронно-физических параметров, как правило, оцениваются экспертным путем. Немаловажным результатом рассматриваемой процедуры является уточнение оценок статистических свойств значений анализируемых нейтронно-физических параметров на основе экспериментальных данных.

Прямое использование ПС NOSTRA в процедурах оценки нейтронно-физических параметров, основанных на методах цепей Маркова, требует вычислительных ресурсов. Для уменьшения вычислительных затрат в разработанной процедуре методом машинного обучения формируются полиномиальные модели для аппроксимации энерговыделения в заданные моменты времени от вносимого в модель возмущения нейтронно-физических параметров.

По описанной методологии получаются апостериорные плотности распределений параметров модели, которые учитывают экспериментальную информацию о протекании ксенонового переходного процесса в активной зоне. Разработанная процедура может быть использована для уточнения расчетных величин, а полученные по ней результаты могут быть использованы в анализах безопасности.

Применение полиячеек с вероятностными связями для инженерных расчётов НФХ РБМК-1000 в ПК MNT-CUDA

Д.Д. Уржумов, И.Е. Иванов, С.А. Бычков, Н.А. Грушин,

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронно-физический расчет, граничные условия, метод Монте-Карло, интерфейсные функции, балансная полиячейка, MNT-CUDA*

В АО ВНИИАЭС разработан универсальный инженерный программный комплекса (ПК) MNT-CUDA, предназначенный для моделирования переноса нейтронов в групповом приближении методом Монте-Карло с использованием графических процессоров. Совмещение в одном ПК высокой универсальности и возможности эффективной адаптации ПК для решения различных инженерных задач потребовала разработки специфических подходов к описанию рассчитываемых систем. В ПК MNT-CUDA 3.0 был разработан метод и специализированный язык интерфейсных функций. Интерфейсные функции позволяют в рамках метода Монте-Карло описывать произвольные сложные граничные условия на соприкасающихся (и не соприкасающихся) фрагментах активной зоны. Методология интерфейсных функций позволяет моделировать перенос нейтронов в реакторе в различном числе групп, совмещать детальные по геометрии и квазигомогенные расчеты, а также и реализовывать широкий спектр не стандартных моделей переноса.

Рассматривается возможность моделирования физически большого реактора с использованием балансной полиячеечной модели и возможность оценки НФХ физически большого реактора в рамках полиячеечной модели реактора. В работе рассмотрена задача моделирования выгорания топлива в гетерогенных фрагментах с различными граничными условиями, задаваемыми с помощью балансной гетерогенной полиячейки. Исследованы различия в результатах моделирования выгорания в бесконечной регулярной решетке ТВС и балансной полиячейке, вызванные изменением спектра нейтронов в решетке ТВС с изменением критичности системы. Рассчитаны стационарные задачи с возмущениями параметров системы для оценки коэффициентов реактивности, необходимых для обоснования безопасности работы РУ. Модель с использованием входных данных с энергоблоков САЭС-2 и КуАЭС-4 воспроизводит критичность реакторной установки, а также паровой коэффициент реактивности. Обсуждаются результаты анализа и оптимизации параметров проектируемой канальной графитовой реакторной установки с использованием модели гетерогенной многогрупповой детальной по геометрии балансной полиячейки при отсутствии детализированного моделирования АЗ.

Секция 3. Вопросы перехода к замкнутому ядерному топливному циклу

Нейтронный потенциал перспективных ядерных энергетических систем с термоядерным источником нейтронов

Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю., Лапин А.С., Субботин С.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронный потенциал, приемлемость ЯЭ, проблемы, перспективы.*

Развитие ядерной энергетики в долгосрочной перспективе упирается в дефицит доступного урана-235 при открытом ядерной топливном цикле (ЯТЦ), что требует перехода к расширенному воспроизводству топлива. Классические быстрые реакторы требуют высокой стартовой загрузки плутонием и сложной переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), что растягивает выход на самообеспечение топливом на сотни лет. Вместо традиционного сценария развития двухкомпонентной системы ядерной энергетики (ЯЭ), предлагается рассмотреть вариант с термоядерным источником нейтронов для снабжения тепловых реакторов недостающим количеством нейтронного потенциала. Под нейтронным потенциалом понимается отношение количества делящихся ядер к количеству воспроизводящих ядер, находящихся в системе ядерной энергетики.

В этих условиях можно рассмотреть в качестве сырьевого нуклида торий, чьи запасы в несколько раз больше урановых, но для него в природе нельзя добыть делящийся материал, чтобы запустить цепную ядерную реакцию деления. Для получения урана-233 из тория необходим внешний источник нейтронов. Перспективным решением становится использовать термоядерный источник нейтронов (ТИН) в качестве внешнего драйвера для подкритического ториевого бланкета: высокоэнергетические нейтроны обеспечивают эффективную конверсию тория в уран-233 и снимаю требования по критичности.

Предлагается использовать систему основанную на связи тепловых реакторов работающих в уран-ториевом ЯТЦ и ТИН с ториевым бланкетом [1]. Тепловой реактор на уране-233 специализируется на наработке трития для ТИН, а сам ТИН с ториевым бланкетом работает для производства чистого урана-233, который затем передается в тепловой реактор [2]. Это упрощает переработку, снижает требования к радиационной стойкости и позволяет поэтапно ввести торий в ЯТЦ, минуя острую фазу ресурсного дефицита. Таким образом гибридная схема решает проблему стартовой загрузки и обеспечивает плавный переход к режиму самообеспечения ядерным топливом в системе ЯЭ.

Литература

1. А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ. О потенциале гибридных (синтез-деление) наработчиков топлива для ядерных реакторов (стабилизированные размножающие свойства, глубокое выгорание, защищенное топливо). Монография / М.: НИЯУ МИФИ, 2014, 116 с.

2. Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Кормилицын М.В., Кузенкова Д.С., Субботин С.А. Термоядерный источник нейтронов как часть системы ядерной энергетики // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, № 1, 2023. С. 100—113.

Оценки выхода газообразных продуктов деления из мононитридного топлива в первый контур реактора БР-10

Дмитриев Д.В., Маркелов В.Д., Филимонов Е.В.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *быстрый реактор, натриевый теплоноситель, нитридное топливо, дефект оболочки, продукты деления, каскадное выбивание, расчетная оценка*

В современной ядерной энергетике нитридное топливо рассматривается как одно из перспективных видов топлива для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (типа БН). Для его эффективного использования необходимо детальное изучение поведения при контакте с жидкометаллическими теплоносителями в случае нарушения герметичности оболочек твэлов. Ввиду малого объема имеющихся экспериментальных данных по выходу продуктов деления (ПД) из нитридного топлива под оболочку твэла и в теплоноситель при возникновении дефектов в оболочках на эксплуатируемых реакторах для обоснования и верификации модели выхода ПД из нитридного топлива можно использовать данные, полученные на реакторе БР-10 [1 – 3]. Эти данные важны также для верификации расчетных моделей, используемых при прогнозировании радиационной обстановки и обосновании безопасности эксплуатации и вывода из эксплуатации реакторов. Стоит отметить, что данная работа является прямым продолжением проводившихся ранее исследований по анализу опыта эксплуатации реактора БР-10 с искусственными дефектами в оболочках твэлов [4].

Целью работы является проведение анализа экспериментальных данных по выходу газообразных ПД (ГПД) из мононитридного топлива в газовую полость первого контура реактора БР-10, полученных при испытаниях твэлов с искусственными дефектами в оболочке, получить расчетные оценки скорости выхода и равновесной активности ГПД и сравнить их с результатами измерений с целью подтверждения корректности используемых моделей выхода ГПД из нитридного топлива.

Исследование базируется на результатах испытаний экспериментальных твэлов с мононитридным урановым топливом, в оболочках которых были искусственно созданы дефекты. В данной работе описаны условия проведения экспериментов на реакторе БР-10. Расчетная часть выполнена с применением моделей, описывающих два основных механизма выхода ГПД [5] из нитридного топлива:

- Прямая отдача – выход продуктов деления из поверхностного слоя топлива в момент деления ядер.
- Каскадное выбивание – выбивание атомов из поверхностного слоя топлива осколками деления.

В результате работы было получено следующее:

- Проведен анализ экспериментальных данных по активности ГПД в газовой полости реактора БР-10, полученных при испытаниях твэлов с дефектами оболочек.
- Выполнены расчетные оценки скорости выхода ГПД из твэла с негерметичной оболочкой в натриевый теплоноситель.
- Проведено сравнение расчетных оценок объемной активности ГПД в газовой полости реактора с экспериментальными данными измерений.
- На основе полученных результатов подтверждено предположение о том, что прямая отдача и каскадное выбивание атомов являются основными механизмами выхода ГПД из нитридного топлива.

Данное исследование позволяет расширить необходимый массив исходных данных для проведения верификации расчетных моделей, используемых при обосновании безопасности реакторных установок с нитридным топливом. Полученные результаты могут иметь

непосредственное практическое применение в задачах прогнозирования радиационной обстановки при эксплуатации реакторов типа БН с негерметичными твэлами со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом.

Проведенные исследования позволили количественно оценить скорость выхода ГПД из мононитридного топлива и подтвердить вклад механизмов прямой отдачи и каскадного выбивания в данном процессе. Полученные оценки позволяют уточнить модели поведения ГПД при выходе из топлива в первый контур и являются основой для дальнейших исследований в области безопасности ядерных энергетических установок. Результаты работы необходимы для решения задач по обоснованию и верификации расчетных моделей, используемых при проектировании реакторов на быстрых нейтронах.

Литература

1. Ефимов И.А., Мамаев Л.И., Бец Н.И., Жилкин А.С., Шестопалов Е.В. Изучение выхода радиоактивных продуктов при работе реактора БР-5 (БР-10) с негерметичными твэлами. Сборник докладов юбилейной конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических быстрых реакторов». Обнинск, 2009, с. 55–66.

2. Ефимов И.А., Мамаев Л.И., Крючков Е.А., Жилкин А.С., Бец Н.И. Опыт работы реактора БР-5 (БР-10) с различными топливными композициями (PuO_2, UC, UN). Сборник докладов юбилейной конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических быстрых реакторов». Обнинск, 2009, с. 44–54.

3. Мамаев Л.И., Ефимов И.А., Крючков Е.А., Бец Н.И. Исследования выхода продуктов деления из различных топливных композиций (UN, U, UO_2+PuO_2, UC+PuC, сплав U,Pu) из твэлов, имеющих искусственный дефект в оболочке. Сборник докладов юбилейной конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических быстрых реакторов». Обнинск, 2009, с. 67–73.

4. Дмитриев Д.В., Жилкин А.С., Филимонов Е.В. Оценки выхода урана из мононитридного топлива в первый контур реактора БР-10 // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2025. № 3. С. 122–132. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.09.

5. Olander D. Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements. Department of nuclear engineering university of California. Berkley, 1976.

Измерение изотопного состава и массы высокофонового плутония в смешанном топливе комплексным методом

Прошкина О.С., Рогожкин В.Ю., Стрельцов О.А., Давыдов А.В., Купенко В.И., Горбачев М.В.

АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», Москва, Россия

Ключевые слова: *метод множественности нейтронов, гамма-спектрометрия, калориметрия, изотопный состав*

Неразрушающий контроль плутония актуален для производства уран-плутониевого смешанного топлива, а также для учета и контроля ядерных материалов при приеме-передаче и при физических инвентаризациях.

Цель работы состояла в апробации комплексного метода измерений изотопного состава и массы плутония на образцах смешанного топлива с высокофоновым плутонием. Разработанный в АО «ВНИИНМ» комплексный метод позволяет выполнять неразрушающий анализ плутония без привлечения внешних данных о содержании плутония-242 путем совместного применения методов: гамма-спектрометрического, калориметрического и множе-

ственности нейтронов. Массовая доля Pu-242 оценивается по вкладу этого изотопа в эффективную массу Pu-240. Однако опыта анализа высокофонового плутония с содержанием плутония-242 более 1% до настоящего времени не было.

В 2026 г. проводились технологические работы с двумя партиями МОХ-топлива по 50 г, которые сопровождались комплексным анализом. Соотношение масс плутония и урана в топливе было примерно 1:1. В течение нескольких месяцев на анализ поступали неспеченные таблетки и таблетки с разной продолжительностью времени спекания. Температура спекания различалась для обеих партий. Измерения проводили на аппаратурном комплексе, включающем гамма-спектрометр U-Pu Inspector с программным комплексом MGA, калориметр с водяной баней ML-3.0/15, счетчик множественности нейтронов RENMC. Результаты измерений изотопного состава плутония и содержания америция приведены в таблице. Результаты показали:

1. В исходном диоксиде плутония, использованном для изготовления таблеток, обнаружен повышенный фон нейтронов (α, n) – реакции, который, по-видимому, связан с примесью фтора на уровне 0,1 – 0,2 %. При спекании фон нейтронов (α, n) – реакции снижается до значения, соответствующего диоксиду плутония.
2. После первого спекания наблюдалось окисление таблеток, в результате которого их удельное тепловыделение превысило значение для неспеченных таблеток примерно на 4 %. Это привело к нарушению баланса массы плутония – измерения массы плутония в спеченных таблетках оказались завышены. Однако после второго и третьего спекания тепловыделение за счет окисления таблеток практически прекратилось, и баланс массы плутония между этими операциями сохранился.
3. В пределах погрешности измерения изотопного состава плутония и содержания в нем америция стабильны (см. таблицу) и согласуются с результатами масс-спектрометрического анализа, кроме массовой доли ^{238}Pu, измерение массовой доли которого масс-спектрометрическим методом завышено из-за недоочистки от урана при пробоподготовке.
4. Полученные результаты подтверждают достоверность неразрушающего анализа высокофонового плутония комплексным методом при отсутствии окислительных процессов в топливе, протекающих с выделением тепла.

Таблица 1 – Массовая доля нуклида в плутонии, %

	Нуклид					
	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
Исходный PuO2	2,592± 0,039	59,61± 0,69	24,67± 0,44	6,72± 0,10	6,41± 0,80	4,02± 0,06
Шихта	2,612± 0,035	60,19± 0,62	24,68± 0,37	6,67± 0,09	5,86± 0,79	4,12± 0,06
	Партия 1					
Спекание 1	2,546± 0,060	60,36± 0,94	24,69± 0,68	6,51± 0,15	5,90± 0,84	4,11± 0,10
Спекание 2	2,555± 0,046	59,92± 0,81	23,95± 0,48	6,46± 0,11	7,12± 0,98	4,30± 0,08
Спекание 3	2,527± 0,042	60,13± 0,76	23,99± 0,44	6,37± 0,10	6,98± 0,97	4,33± 0,07
	Партия 2					
Спекание 1	2,574± 0,062	59,87± 0,95	25,06± 0,69	6,60± 0,15	5,91± 0,85	4,15± 0,10
Спекание 2	2,570± 0,045	59,63± 0,80	24,30± 0,47	6,50± 0,11	7,00± 0,98	4,25± 0,07
Спекание 3	2,578± 0,044	59,55± 0,78	24,39± 0,46	6,52± 0,11	6,96± 0,98	4,30± 0,07
Масс-спектрометрический анализ	3,0± 0,2	59,90± 0,03	24,2± 0,1	6,5± 0,1	6,4± 0,1	-

Значения абсолютной погрешности приведены для доверительной вероятности P=0,95.

Оптимизация облучательного устройства для гетерогенной трансмутации минорных актинидов в реакторе типа БН

Закиров Н.А., Исанов К.А., Гулевич А.В.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *облучательное устройство, минорные актиниды, боковой экран, трансмутация, выжигание*

Развитие атомной энергетики на современном этапе неразрывно связано с концепцией замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) на базе двухкомпонентной ядерной энергетической системы (ДЯЭС), сочетающей реакторы на тепловых и быстрых нейтронах. Переход к такой структуре позволяет кардинально повысить эффективность использования уранового сырья, однако оставляет нерешенным ключевой вопрос экологической безопасности — обращение с высокоактивными отходами (ВАО) [1].

Среди основных высокоактивных отходов, вносящих долгосрочный вклад в радиотоксичность и тепловыделение выделяют изотоп америция. Нептуний несмотря на относительно низкую активность и тепловыделение так же является проблемным нуклидом, ввиду его значительной мобильности при захоронении в породе, предназначенной для долговременного глубинного захоронения. При этом америций в результате альфа – распада превращается в нептуний, что делает еще более значимой проблему утилизации америция.

Основной наиболее технологически развитый способ утилизации америция это его гомогенное добавление в топливо быстрых реакторов с последующим облучением. В результате облучения америций трансмутирует в дочерние короткоживущие изотопы и осколки деления. Альтернативный метод трансмутации подразумевает гетерогенное размещение (в отдельных элементах) МА в специализированных сборках с последующим облучением [2-5].

Цель данной работы оптимизация устройства (сборки) для гетерогенного выжигания в боковом экране реактора типа БН. Оптимизация проводилась по нескольким критериям: подбор эффективной плотности, выбор оптимальной длительности облучения, размещение различного количества замедляющих элементов, а также из условия выполнения ограничений на свежую облучательную сборку и отработавшую для бокового экрана реактора типа БН.

Литература

1. Петров Ю.В., Шутиков А. В, Пономарев-Степной Н.Н. и др. Перспективы создания двухкомпонентной ядерной энергетической системы // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2019. № 2. С. 5–15. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.01.
2. Жемков И.Ю., Ижутов А.Л., Набойщиков Ю.В., Тузов А.А. Гетерогенное выжигание минор-актинидов в реакторе на быстрых нейтронах // Научно-техн. конф. «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». Сочи, 2020.
3. Исанов К.А. Гетерогенное выжигание минорных актинидов в реакторе типа БН-1200 // Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2023. ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Обнинск, 2023.
4. Котов Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А. Выжигание минорных актинидов в реакторе типа БН-1200 с использованием ТВС с внутрикассетной гетерогенностью // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. № 2. С. 102–110.
5. Каширина В.Е, Невиница В.А., Котов Я.А. Исследование эффективности гетерогенного выжигания минорных актинидов в отражателе быстрого реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2025. № 1. С. 44–55.

Перспективы использования термоядерного источника нейтронов для наработки U-233

Медников И.В., Батяев В.Ф., Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Живун В.М., Ковалишин А.А., Павлов К.В., Титаренко Ю.Е., Титаренко А.Ю.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *уран-233, торий-232, ТИН, термоядерный источник нейтронов, бланкет*

Концепция получения делящихся изотопов в бланкетной зоне термоядерного реактора была предложена И.В. Курчатовым в 1950-х годах [1]. Наработанный в бланкете термоядерного источника нейтронов уран ^{233}U может использоваться для изготовления топливных элементов легководных реакторов [2].

В 70-е – 90-е годы прошлого века, ввиду, как тогда казалось, отдаленной перспективы введения в ядерную энергетику термоядерных источников нейтронов (ТИН), была осуществлена экспериментально-расчетная оценка возможности наработки ^{233}U в реакторах типа ВВЭР [3, 4]. Данные, полученные в ампульных экспериментах и представленные в работе [4], позволили оценить величину относительного содержания N^{232U}/N^{233U} в облученной стандартной кассете, содержажей ThO_2, за компанию реактора ВВЭР. Значение этой величины оказалось равным ~ 5×10^{-3}, что на три порядка превышает уровень, обеспечивающий выполнение требований радиационной безопасности при ручной фабрикации топливных элементов. По этой причине дальнейшие исследования возможности наработки ^{233}U в реакторах типа ВВЭР были остановлены.

В настоящее время, ввиду возросшего потенциала введения термоядерных источников в ядерную энергетику, перспективы ториевого топливного цикла также существенны изменились.

Одним из перспективных вариантов, позволяющих нарабатывать ^{233}U с заданным содержанием ^{232}U, является облучение в бланкете ТИН расплава фторидов натрия, циркония и тория, поскольку такая смесь позволяет осуществлять непрерывную транспортировку сырьевого изотопа в бланкете ТИН для наработки изотопов протактиния и урана с последующим их радиохимическим разделением в зоне, где нейтронный поток отсутствует.

Ввиду больших неопределенностей изотопов ториевого цикла, в НИЦ «Курчатовский институт» был проведён ряд бенчмарк экспериментов с микромоделями солевых бланкетов ($NaF - ZrF_4$) различной конфигурации и образцами природного и высокообогащенного состава: ^{nat}Ni, ^{nat}Zr, ^{nat}Nb, ^{nat}Cd, ^{nat}Ti, ^{nat}Co, ^{63,65}Cu, ^{64}Zn, ^{nat}In, ^{nat}Al, ^{nat}Mg, ^{nat}Fe, ^{nat}Au, ^{nat}Th в которых измерялись экспериментальные значения (n,2n), (n,p), (n,pn), (n,α) и (n,γ),(n,f) скоростей реакций в поле нейтронного генератора с интенсивностью ~$1{,}0\times10^{11}$ н/с и энергией ~ 14.1 МэВ [5, 6]. Облучаемые образцы размещались в солевом бланкете («fast» - бланкет) и солевом бланкете, помещенном в бак с водой («thermal» - бланкет).

Полученные результаты позволили выбрать оптимальную библиотеку и по широко известной программе MCNP6 вычислить значения скоростей реакций для всех изотопов ториевого цикла, что позволило с использованием программы «TCcycle 2024» [7] провести расчеты динамики изменения содержания ^{232}U/^{233}U и ^{232}U/(^{233}U+^{233}Pa) для «fast» и «thermal» бланкетов в зависимости от времени облучения каждого из бланкетов, представленные на рис. 1.

Для численной оценки динамики изотопов ториевого цикла, использовалось значение плотности потока нейтронов из тороидальной вакуумной камерой ТИН в бланкет $\Phi = 8.9\cdot10^{12}$ н/(см^2·с), что соответствует потоку энергии W=0.20 МВт/м^2. Поскольку расчет скоростей реакций производился на 1 нейтрон источника, то для получения значений скоростей реакций в бланкете с размерностью 1/с использовался значение интенсивности – 1.08×10^{16} н/с.

Полученные результаты демонстрируют, что значение величины предельного содержания ^{232}U/(^{233}U+^{233}Pa) для «fast» бланкета достигается уже через ~5 дней, а для «thermal» через 10 дней. Таким образом, безопасное соотношение ^{232}U/^{233}U может быть достигнуто с

применением инновационных технологий непрерывного выделения изотопов протактиния из бланкета ТИН.

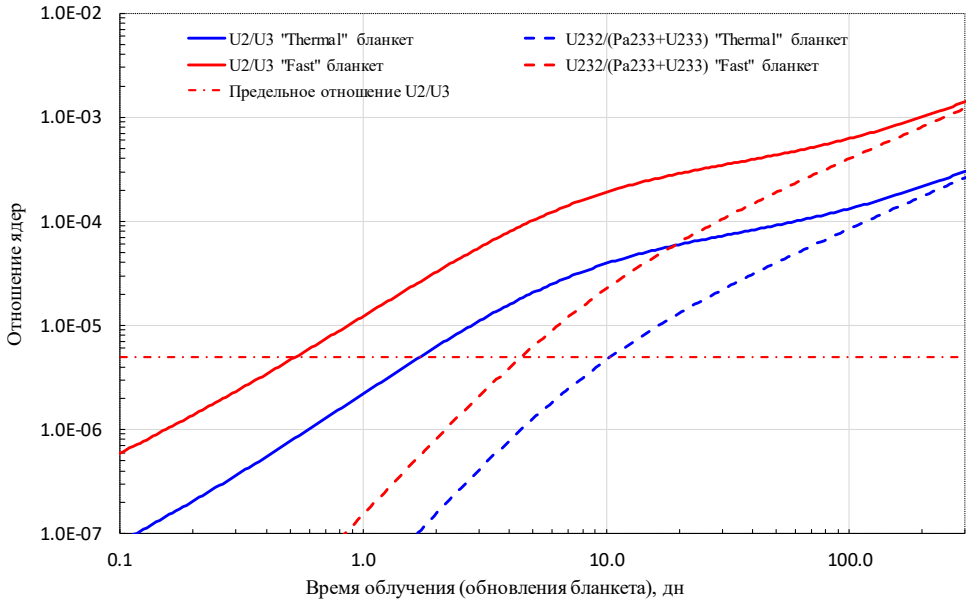


Рис. 1. Изменение относительного содержания $^{232}U/^{233}U$ в зависимости от времени облучения расплава фторидов солей и тетрафторида тория в каждом из бланкетов.

Литература

1. Курчатов И.В., Головин И.Н. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. Собрание научных трудов. Москва: Наука, 2012., Т . 5. С. 78-81.
2. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива. // Атомная энергия. 2011. Т. 110. № 2. С. 85–88.
3. Поляков А.А, Рухло, В.П, Титаренко Ю.Е. и др. Накопление ^{233}U в заданном содержании ^{232}U при облучении тория в ВВЭР. // Атомная энергия. 1982. Т. 33, № 2, С. 106–107.
4. Поляков АА, Рухло, В.П, Титаренко Ю.Е. и др. Экспериментальное определение скоростей радиационного захвата нейтронов и деления на нуклидах с А>230 в ВВЭР-440 и оценка накопления ^{232}U. Материалы III Всесоюзного семинара по проблемам Физики реакторов. Москва, ЦНИАтомИнформ, 1983, С. 157–162.
5. Титаренко Ю.Е., Медников И.В., Батяев В.Ф. и др. Экспериментальные данные бенчмарк эксперимента с использованием нейтронного генератора НГ-24М и микромодели бланкета с плавом фторидов солей 0,52NaF+0,4ZrF_4. // ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2023. № 2. 2023. С. 74–87.
6. Титаренко Ю.Е., Медников И.В., Батяев В.Ф., Павлов К.В. и др. Бенчмарк эксперименты с использованием нейтронного генератора НГ-24М и микромодели бланкета термоядерного источника нейтронов с плавом фторидов солей 0,52NaF+0,4ZrF_4, помещенной в водяной бак. // ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2023. №2. С. 87–101.
7. Живун В.М., Титаренко Ю.Е. Кирсанов А.С. Программа «ThCycle 2024», свидетельство гос. рег. №2024681322 .

Оценка потенциала вовлечения уран-ториевого топлива в действующие легководные реакторы

Кравцов В.Д., Лапин А.С., Субботин С.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *баланс нейтронов, уран-ториевое топливо, длительность кампании, доли поглощений*

При формировании системы ядерной энергетики (СЯЭ) с замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ) необходимо корректно и всесторонне оценивать возможные пути адаптации характеристик топливного цикла уже существующих реакторов с целью наиболее эффективного топливоиспользования для перехода к созданию практически неограниченной топливной базы будущей ядерной энергетики (ЯЭ). В этом аспекте особую роль в выборе правильного сценария играет исследование потенциала воспроизводства нейтронного потенциала реакторов типа ВВЭР (PWR) ввиду их распространённости, обширного опыта строительства и эксплуатации [1].

Нахождение благоприятного сочетания параметров (водо-уранового соотношения, длительности кампании реактора (топлива), КИУМ и средств контроля баланса нейтронов) позволит данному типу реакторов наиболее эффективным по времени и затратам различных ресурсов способом привести систему ЯЭ к условиям самообеспечения, минимизируя внешнюю подпитку ограниченным запасом делящихся нуклидов [2]. Постепенный переход от уран-плутониевого к уран-плутоний-ториевому топливному циклу в рамках формирования многокомпонентной СЯЭ может упростить решение проблемы с нехваткой ядерного горючего на долгие годы вперед.

Цель данной работы – оценить баланс нейтронов и исследовать влияние изменения длительности кампании топлива при переходе на уран-ториевое топливо (U^{233}, ThO_2) с уранового на доли поглощений нейтронов в продуктах деления, неделящихся нуклидах и нетопливных материалах и на баланс нейтронов и воспроизводство делящихся нуклидов в целом.

Для достижения данной цели решены следующие задачи: проведены расчеты изменения нуклидного состава топлива для полномасштабной нейтронно-физической модели стационарной загрузки реактора типа ВВЭР-1200 [3] с изменяющейся в процессе выгорания ядерного топлива концентрацией борной кислоты, используя библиотеку оценённых ядерных данных ENDF/B-VII.0 и ПС ISTAR [4].

Для реакторных кампаний длительностью 340 и 220 эфф., сут. проведены расчеты баланса нейтронов в связке программного комплекса MCNP5 с компьютерной программой NUCLEAR POTENTIAL [5].

В таблице 1 представлены результаты расчетов для трех конфигураций реактора типа ВВЭР-1200 (РК – реакторная кампания). БКР – без компенсации реактивности (в случае отсутствия борной кислоты).

Основные используемые параметры:

ε – доля поглощений в неделящихся нуклидах от общего числа рождённых нейтронов, $\frac{\text{нейтрон}}{\text{деление}}$;

ω_1 – поглощение в продуктах деления за время Т, $\frac{\text{кг·Т}}{\text{ГВт(эл.)}}$;

ω_2 – поглощение в нетопливных материалах за время Т, $\frac{\text{кг·Т}}{\text{ГВт(эл.)}}$;

КВ – коэффициент воспроизводства;

КН – коэффициент накопления.

Таблица 1 – Параметры баланса нейтронов реактора типа ВВЭР-1200

Характеристика стационарной загрузки (Длительность РК/Топливо)	Значение				
	$\varepsilon, \frac{\text{нейтрон}}{\text{деление}}$	$\omega_1, \frac{\text{кг·сут}}{\text{ГВт(эл.)}}$	$\omega_2, \frac{\text{кг·сут}}{\text{ГВт(эл.)}}$	КВ	КН
340 эфф., сут., (U^{233}, ThO_2) – БКР	0,386	0,918	0,752	0,740	0,773
340 эфф., сут., (U^{233}, ThO_2) – 9,3 $\frac{\text{г}(B)}{\text{кг}(H_2O)}$	0,504	0,934	1,227	0,752	0,770
220 эфф., сут., (U^{233}, ThO_2) – 6,2 $\frac{\text{г}(B)}{\text{кг}(H_2O)}$	0,426	0,466	0,785	0,820	0,850
340 эфф., сут., UO_2 – 8,1 $\frac{\text{г}(B)}{\text{кг}(H_2O)}$	0,473	1,084	1,013	0,594	0,769

Исходя из результатов, приведенных в таблице 1, можно сделать вывод, что перспективным направлением повышения эффективности топливоиспользования реакторов типа ВВЭР является снижения длительности реакторной кампании и переход на уран-ториевое топливо с уменьшением концентрации борной кислоты и постепенным от неё отказом для создания устойчивой траектории развития многокомпонентной СЯЭ с ЗЯТЦ не только в дальнейшем, но в ближайшие несколько десятилетий, так как это позволит снизить: паразитные поглощения в неделящихся нуклидах, утечку нейтронов из системы, обогащение ядерного топлива и критическую концентрацию борной кислоты в теплоносителе, направив нейтроны на воспроизводство вторичного ядерного топлива.

Литература

1. Fernández-Arias P., Vergara D., Orosa J.A. A Global Review of PWR Nuclear Power Plants // Applied Sciences. 2020. Т. 10, № 13. С. 4434. DOI: https://www.mdpi.com/2076-3417/10/13/4434.
2. Youinou G., Somoza I. Improving Natural Uranium Utilization by Using Thorium in Low Moderation PWRs: A Preliminary Neutronic Scoping Study. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2010. 67 p.
3. Suk P., Kobylka D., Ševeček M., Fejt F. Neutronic performance of VVER-1200 reactor with advanced fuel and cladding materials // Nuclear Engineering and Design. 2023. Т. 405.
4. Бландинский В. Ю., Дудников А. А., Кузенкова Д. С., Субботин С. А. Применение ISTAR для решения задач изменения нуклидного состава жидкосолевой топливной композиции // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2024. № 4. С. 128–143. DOI: 10.26583/npe.2024.4.11.
5. Кравцов В. Д., Лапин А. С., Бландинский В. Ю. Nuclear Potential: программа для ЭВМ : свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2026665464.

Способ оценки баланса нейтронов в многокомпонетной системе ядерной энергетики

Бландинский В.Ю., Субботин С.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *нейтронный потенциал, многокомпонентная система, нуклидная кинетика, программа ISTAR*

В настоящее время существуют инструменты для моделирования сценариев развития системы ЯЭ и разрабатываются новые. Использование этих инструментов позволяет оценить масштаб проблем, с которыми отрасль может столкнуться при реализации того или иного сценария развития, и требует наличия исходных данных по характеристикам как действующих, так и перспективных реакторов. Эти характеристики, например составы загружаемого и выгружаемого топлива и др., получают из расчета микрокампании отдельных реакторов. Таким образом, можно выделить два уровня моделей, используемых при сценарном анализе: 1) модели для получения характеристик отдельных реакторов, реализованные в программах расчета нейтронно-физических характеристик и изменения нуклидного состава, 2) модели, описывающие сценарии развития системы ЯЭ. В работе предлагается дополнить этот инструментарий третьей группой моделей, позволяющей оценить, куда сценарии развития могут привести в плане накопления различных радионуклидов и могут ли они быть в принципе реализованы с учетом материальных балансов нейтронов и нуклидов.

В работе кратко изложен метод оценки баланса нейтронов и асимптотических (предельных или максимально достижимых) количеств нуклидов в многокомпонентной системе ядерной энергетики (ЯЭ) с реакторами деления и синтеза.

Изложенный метод оценки баланса нейтронов и асимптотических количеств нуклидов реализован в программе ISTAR [1]. Метод в отличие от работ [2-5] основан на анализе скоростей реакций и может использоваться для исследований многокомпонентной системы ЯЭ. Программа ISTAR также позволяет решать задачи по изменению изотопного состава топлива в отдельных реакторах или их элементах и на основе этих расчетов получать исходные данные для оценки нейтронного потенциала и равновесных количеств нуклидов в системе ЯЭ.

В работе продемонстрирована возможность оценки некоторых вариантов многокомпонентной системы ЯЭ в терминах баланса нейтронов и максимально достижимых количеств нуклидов.

Литература

1. Бландинский В.Ю. Дудников А.А. Программа моделирования изотопной кинетики в многокомпонентных структурах ядерной энергетики «ISTAR 2.1». Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2025693936, 10.12.2025.
2. Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Use of Atomic Energy. Geneva. 1958. T .9. C. 447-448.
3. Савелий Моисеевич Фейнберг / под ред. члена-корреспондента РАН В.А. Сидоренко М.: НИЦ «Курчатовский институт». 2011. 306 с.
4. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Апсэ В.А. О потенциале гибридных (синтез-деление) наработчиков топлива для ядерных реакторов (стабилизированные размножающие свойства, глубокое выгорание, защищенное топливо). М.: НИЯУ МИФИ, 2014, 116 с.
5. Physics and Safety of Transmutation Systems. A Status Report. – Paris: Nuclear Energy Agency (NEA), 2006, № 6090.

Исследование чувствительности системных характеристик реакторов различных типов в торий-урановом топливном цикле к выбору оценённых ядерных данных при нейтронно-физических расчетах

Фирсов Е.И., Лапин А.С., Внуков Р.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *чувствительность, константная неопределённость, торий-урановое топливо, библиотеки, оценённые ядерные данные, Serpent*

Устойчивое развитие ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом связывают, в частности, с вовлечением тория: в тепловом спектре торий-урановый топливный цикл обеспечивает более высокие значения коэффициента воспроизводства (КВ), чем уран-плутониевый. Нейтронно-физические характеристики таких систем определяются расчётом с использованием библиотек оценённых ядерных данных, поэтому достоверность проектных оценок ограничена точностью, с которой известны сечения нуклидов торий-уранового цикла. Количественная оценка обусловленной этим константной составляющей погрешности расчёта является важным элементом обоснования проектных решений.

Для уран-плутониевых систем константная неопределённость расчёта размножающих свойств элементарной ячейки оценивалась неоднократно, например, в работе [1] указывается, что её следует принимать не менее 0,5%, если меньшее значение не обосновано дополнительными экспериментальными данными.

Экспериментальная база для торий-уранового топливного цикла, основными нуклидами которого являются ^{232}Th, ^{233}U, ^{233}Pa, ^{231}Pa и ^{232}U, существенно менее детальна в сравнении с экспериментальной базой уран-плутониевого топливного цикла. Поэтому оценка константной неопределённости особенно важна для обоснования достоверности расчётных нейтронно-физических характеристик.

Целенаправленная оценка ядерных данных нуклидов торий-уранового ЯТЦ выполнена в 2010 г. [2]. Её результаты для ^{232}Th, ^{233}Pa и ^{231}Pa включены в библиотеку ENDF/B-VII.0, которая по этой причине принята в настоящей работе в качестве реперной.

Помимо оценки величины неопределённости, вносимой использованием различных библиотек ядерных данных, целесообразно установить её источники: канал реакции и области спектра, для которых неопределённости являются наиболее значимыми. Цель работы – выявить реакции на нуклидах торий-уранового ЯТЦ, значения сечений которых вносят наибольший вклад в неопределённость основных системных характеристик.

В настоящей работе оценивается величина константной неопределённости расчета ряда характеристик при использовании различных библиотек оценённых ядерных данных: JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, JEFF-4.0, ENDF/B-VII.0, JENDL-5, ROSFOND-2010, ROSFOND-2020.2, ROSFOND-2.24. Рассчитывались неопределённости K_{inf}, КВ, ν_f, α, η и одногрупповых сечений реакций: (n,f), (n,γ), (n,2n), (n,3n), (n,el), (n,nonel). КВ определяется, как отношение скорости захвата нейтронов на всех воспроизводящих нуклидах к скорости деления на всех делящихся нуклидах. Показатель α рассчитывается как отношение скорости захвата нейтронов к скорости деления на данном нуклиде. Величина η – число вторичных нейтронов деления на один поглощённый нейтрон $\eta = \nu f/(1+\alpha)$. Влияние спектра нейтронов исследовалось на элементарных ячейках четырёх типов реакторов: ВВЭР, ВВЭР-СКД, БН и РБМК. Доли ^{233}U в топливе для этих моделей равны соответственно 2, 9,5, 11,2 и 2%.

Используемая методика оценки чувствительности к изменению библиотеки заключается в сравнении значений физических функционалов, полученных расчётом с использованием реперной библиотеки ENDF/B-VII.0, со значениями тех же функционалов, полученными в расчёте с ENDF/B-VII.0, в которой файл сечений одного из рассматриваемых нуклидов заменён файлом сечений из другой библиотеки перечня. Относительное отклонение сопоставляемых значений интерпретируется как оценка константной неопределённости. Расчёты элементарных ячеек выполнены методом Монте-Карло по программе Serpent 2.1.31 с использованием ACE-файлов при температуре 293K.

Наибольшее отклонение от реперных значений K_{inf} получено при замене файлов сечений ^{233}U и ^{232}Th (таблица 2). Замена файлов сечений ^{232}U, ^{233}Pa и ^{231}Pa не привела к значительному отклонению K_{inf} ввиду их малого содержания в топливе.

Таблица 1 – Максимальные отклонения K_{inf}

Модель	Нуклид	Библиотека	Отклонение, %
ВВЭР-СКД	^{232}Th	JEFF -3.1.1	2,356
	^{233}U	JEFF -3.1.1	1,308
БН	^{232}Th	JEFF -3.1.1	1,841
	^{233}U	JEFF -3.1.1	1,999
ВВЭР	^{232}Th	JEFF -3.1.1	3,298
	^{233}U	JENDL-5	-0,765
РБМК	^{232}Th	JEFF -3.1.1	2,955
	^{233}U	JENDL-5	-0,734

Наибольшее отклонение от результатов реперных расчетов с ENDF/B-VII.0 наблюдается при замене сечений ^{232}Th на ядерные данные из библиотеки JEFF-3.1.1 в тепловом спектре (ВВЭР); отклонение уменьшается при переходе от теплового спектра к быстрому. При замене файла сечений ^{232}Th на данные из библиотеки JEFF-3.1.1 отклонение K_{inf} обусловлено совместным изменением одногруппового сечения радиационного захвата на ^{232}Th [σ^{232Th}(n,γ)] на 2,9%, σ^{232Th}(n,f) на -2.1% и ν_f на 4,4%. Основной вклад в отклонение K_{inf} вносит число вторичных нейтронов деления ν_f, превышающее значение ENDF/B-VII.0 на 4,4%. Завышенное значение K_{inf} при использовании библиотеки JENDL-5 в первую очередь обусловлено большим на 5,1% σ^{232Th}(n,f).

Сечения ^{233}U имеют наибольшее влияние на значение K_{inf} также при замене на данные из библиотеки JEFF-3.1.1; отклонение увеличивается при переходе от теплового спектра к быстрому. Основной вклад в увеличение K_{inf} при использовании данной библиотеки даёт σ^{233U}(n,γ), которое на 22% ниже соответствующего значения при использовании ENDF/B-VII.0. Сечения реакций (n,2n) и (n,3n) на ^{233}U и ^{232}U на порядок выше, однако, имея порядок величины 10^{-4} и 10^{-7} соответственно, эти реакции практически не дают вклада в отклонение K_{inf}. Описанные отклонения сечений ^{233}U в JEFF-3.1.1 характерны также для JEFF-4.0 и JENDL-5.

Наибольшее отклонение КВ вносит ^{232}Th в тепловом спектре: большее значение σ^{232Th}(n,γ) увеличивает КВ ячейки ВВЭР на 3,3%, соответственно. При учёте суммарного влияния ^{233}U и ^{232}Th наибольшее отклонение КВ составляет 3,6% и достигается в промежуточном спектре.

Системные характеристики торий-уранового топливного цикла проявляют наибольшую чувствительность к сечениям ^{232}Th и ^{233}U; наибольшая чувствительность K_{inf} и КВ наблюдается в промежуточной области спектра. Первоочередного уточнения требуют σ^{233U}(n,γ) в промежуточной и быстрой областях спектра; σ^{232Th}(n,γ) и $^{232Th}\nu_f$ – в тепловой.

Литература

1. Давиденко В. Д., Родионова Е. В. Неопределенность результатов расчета элементарных ячеек ВВЭР с использованием современных библиотек оцененных ядерных данных // Атомная энергия. 2026. Т. 140. № 1. С. 3-7.
2. Capote R. и др. Evaluated nuclear data for nuclides within the thorium-uranium fuel cycle. IAEA, 2010.

Оптимизация РЕМИКС-ТВС с гетерогенным размещением твэлов

Бармин А.М., Сумароков М.А., Куракин К.Ю.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР-1200, топливная загрузка, РЕМИКС-ГЕТ, уран-плутониевое топливо, нейтронно-физические характеристики, оптимизация*

Переход к двухкомпонентной ядерно-энергетической системе предполагает вовлечение реакторов ВВЭР в использование уран-плутониевого топлива (УПТ), что требует пересмотра традиционных подходов к формированию топливных загрузок. Замена части штатных ТВС на сборки с УПТ изменяет нейтронно-физические характеристики активной зоны – спектр нейтронов, распределение энерговыделения, эффективность органов СУЗ, а также свойства свежего и отработавшего топлива.

Одним из перспективных вариантов является топливо РЕМИКС-ГЕТ с гетерогенным размещением твэлов с УПТ и штатных твэлов на основе обогащенного природного урана. Такие ТВС позволяют задействовать накопленные запасы плутония без полного перехода на МОКС-технологию и сохраняют совместимость с существующей инфраструктурой фабрикации и транспортирования топлива.

Ключевым вопросом при переходе на РЕМИКС-ГЕТ является определение допустимых параметров твэлов с УПТ – содержание плутония, количество таких твэлов в составе ТВС и их расположения. Указанные параметры должны обеспечивать проектную длительность кампании при соблюдении ограничений на неравномерность энерговыделения. При этом конструктивное исполнение ТВС сохраняется в соответствии с проектной документацией.

Настоящая работа посвящена нейтронно-физическим исследованиям опытной эксплуатации стационарного 18-месячного топливного цикла ВВЭР-1200 с частичной подпиткой ТВС с УПТ (24/25 штук из 72/73). В работе выполнены расчёты зависимостей длительности кампании и коэффициентов неравномерности энерговыделения от содержания плутония в твэлах с УПТ и их количества в составе ТВС, и др.

В ходе проведенного исследования сформированы различные конфигурации опытных ТВС, в которых были рассмотрены концентрации плутония в твэлах от 4 до 8 %, а количество самих твэл с УПТ от 66 до 78 штук. Рассматривались типы РЕМИКС-ГЕТ с различной конфигурацией расположения твэлов с УПТ в ТВС.

Исследование возможности использования тория в реакторах на быстрых нейтронах

Грунин В.А.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: *торий, ториевое топливо, реактор на быстрых нейтронах, БН-1200, воспроизводство, зоны обогащения*

Концепция устойчивого развития мировой атомной энергетики неразрывно связана с эволюцией ядерных топливных циклов. Традиционная модель, основанная на уран-плутониевом цикле в реакторах на тепловых нейтронах, сталкивается с ограниченными запасами доступного ^{235}U, проблемами накопления отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и долгоживущими минорными актинидами, которые определяют радиотоксичность отходов на геологических масштабах времени. В связи с этим все больший интерес вызывает вовлечение в ядерный топливный цикл ^{232}Th, природные запасы которого значительно превышают запасы урана. В ториевой изотопной цепочке, помимо получения ^{233}U, образуются побочные изотопы, излучающие жесткие гамма-кванты, но несмотря на все сложности, торий все равно рассматривается как перспективный материал для получения энергии.

Понятие «коммерческий быстрый реактор» предполагает современный уровень топливоиспользования, обеспечивающий конкурентоспособность с тепловыми реакторами, что не достигается с использованием традиционного оксидного топлива. Однако дальнейшее развитие таких реакторов связано с проведением мероприятий по снижению стоимости отпускаемой электроэнергии или с увеличением производимого избыточного ядерного топлива [1]. Для увеличения последнего рассмотрим переход на топливо из металлического тория.

В связи с освещенными ранее проблемами уранового топлива рассмотрена концепция реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, с металлическим ториевым топливом. Рассмотрена возможность достижения требуемых характеристик по стартовой загрузке и избыточной наработке топлива. В поисках оптимальных нейтронно-физических и топливных характеристик были рассмотрены несколько конфигураций активных зон и бланкетов [2]. В качестве быстрого реактора (БР) был выбран перспективный реактор БН-1200, так как эксплуатируемые быстрые реакторы БН-600 и БН-800 работают в установившемся режиме, дожигая ОЯТ тепловых реакторов.

Для этих целей была разработана расчетная модель реактора БН-1200 с использованием программного средства (ПС) Serpent [3] – кода трехмерного переноса частиц, реализующего метод Монте-Карло с использованием непрерывных по энергиям библиотек.

На рисунке 1 представлена разработанная геометрическая модель реактора с конфигурациями активной зоны и бланкетов из открытых источников [5, 6]. В модель не включены зоны внутриреакторного хранилища (ВРХ) и сборок биологической защиты (СБЗ).

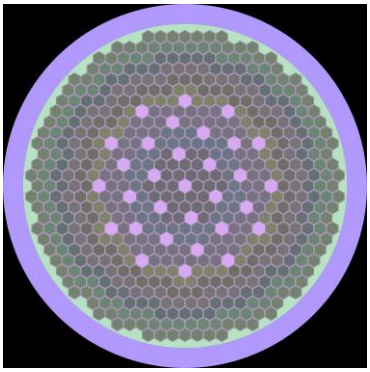


Рис. 1. Геометрическая модель конфигурации №1

На рисунке 2 представлена разработанная геометрическая модель реактора, взятая из открытого источника [7]. В модель не включены зоны внутриреакторного хранилища (ВРХ) и сборок биологической защиты (СБЗ). Аварийные ОР СУЗ в модели не использовались.

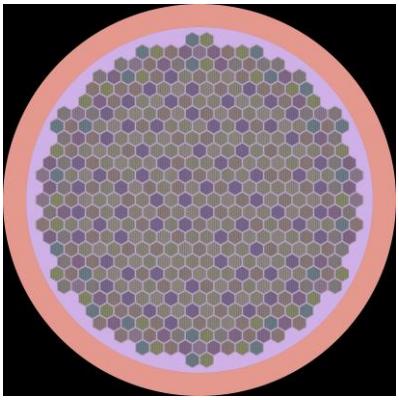


Рис. 2. Геометрическая модель конфигурации №2

Картограммы разделены на несколько зон. ТВС активной зоны и зоны воспроизводства имеют как разную выдержку, так и разное обогащение топлива на основе ^{232}Th по ^{233}U. Оптимальную конфигурацию следует выбирать, решая оптимизационную задачу.

Данная модель с разными конфигурациями зон требует более подробного анализа, верификации по нескольким критериям, включающим в себя поведение реактивности в течение кампании, соответствие спектра нейтронов теоретическому, соответствие референтным значениям выгорания ядерного топлива и коэффициентам воспроизводства.

Литература

1. Болдырев А.М., Ляпин Е.П., Селезнев Е.Ф. Поиск перспективных конструктивных решений в реакторах на быстрых нейтронах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2024. № 3. С. 114–127.
2. Ковалев Н.В., Прокошин А.М., Кудинов А.С., Невиница В.А. Использование плутония из отработавшего смешанного топлива РЕМИКС в реакторах БН-1200 // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2023. № 1. С.70–81.
3. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Annals of Nuclear Energy. 2015. Т. 82. С. 142–150. DOI: 10.1016/j.anucene.e2014.08.024.
4. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С., Матвеев В.И., Елисеев В.А., Цикунов А.Г., Васильев Б.А., Белов С.Б. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия. 2004. Т. 96. № 5. С. 335–342.
5. Белов С.Б., Киселев А.В., Марова Е.В. и др. Результаты верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2014. № 4. С. 66–76.
6. Котова Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А. Выжигание минорных актинидов в реакторе типа БН-1200 с использованием ТВС с внутрикассетной гетерогенностью // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. № 2. С. 102–110.
7. Бобров Е.А., Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Теплов П.С., Гурин А.В. Использование тория в ядерной энергетической системе с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2023. №1. С.70–81.

Наработка радионуклидов и стабильных нуклидов в урановом топливном цикле, образующихся в торий урановом топливном цикле

Зайвый В.С.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *отработанное ядерное топливо, замкнутый ядерный топливный цикл, торий-урановый топливный цикл, наработка радионуклидов*

Современная атомная энергетика базируется преимущественно на уран-плутониевом цикле. Однако ограниченность запасов урана-235 и необходимость решения проблем радиоактивных отходов стимулируют поиск альтернатив. Одной из наиболее перспективных технологий является торий-урановый топливный цикл (ТУТЦ), который рассматривается как основа для устойчивого развития ядерной энергетики будущего.

Запасы тория в земной коре в 3–4 раза превышают запасы урана. Он встречается практически повсеместно, что повышает энергетическую безопасность стран. В реакторах на тепловых нейтронах ториевый цикл позволяет достичь коэффициента воспроизводства, близкого к единице, что делает возможным создание «бридеров» (реакторов-размножителей) на тепловых нейтронах. При работе ТУТЦ образуется значительно меньше трансурановых элементов (плутония, америция, кюрия), которые являются наиболее долгоживущими и опасными компонентами отработанного ядерного топлива (ОЯТ). Торий обладает высокой теплопроводностью и температурой плавления, что повышает надежность и безопасность топливных элементов.

При помощи разработанного в НИЦ «Курчатовский институт» программного комплекса DESAE-2 была оценена количественная наработка радионуклидов в урановом топливном цикле. DESAE-2 дает возможность исследовать различные варианты развития, включая изменение типов реакторов, их характеристик, топливных циклов (открытых и замкнутых), а также масштабов переработки топлива. Программа работает в интерактивном режиме с быстрым расчетом (около 1 минуты на вариант) и предлагает удобный интерфейс для сохранения результатов, их визуализации и экспорта в Excel.

В качестве результатов рассмотрены некоторые радионуклиды и стабильные нуклиды, которые могут образовываться в торий-урановом цикле и нарабатываются в урановом цикле (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200), например ^{99}Tc [1].

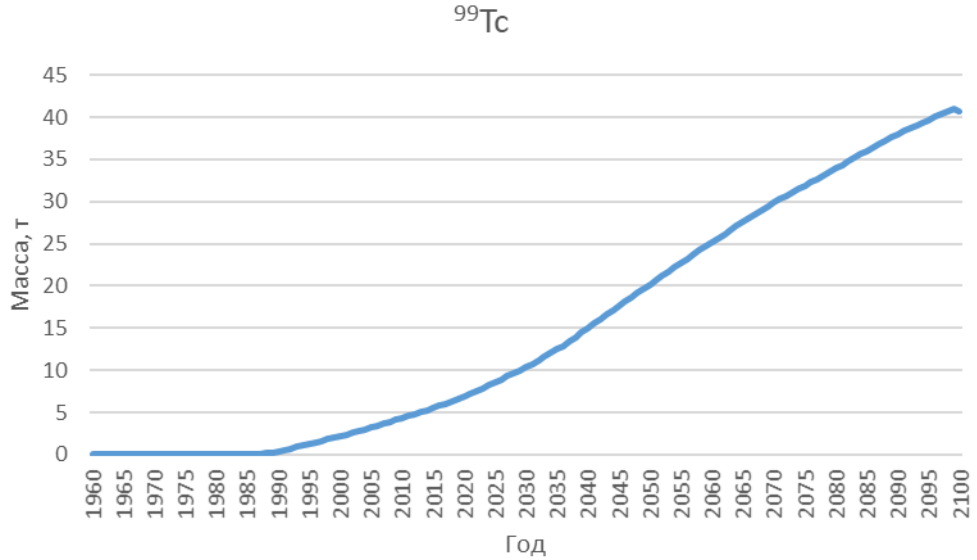


Рис. 1. Наработка ^{99}Tc в реакторах типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

^{99}Tc претерпевает бета-распад и образует ^{99}Ru, который находит применения в изотопных исследованиях.

Литература

1. Галанин А.Д. Эффективные осколки при делении урана – 233 и тория – 232. Институт теоретической и экспериментальной физики. Москва, 1983

Влияние внешних условий на изменение принципов развития ИЯС и системные требования к БР

Субботин С.А., Андрианова Е.А, Бландинский В.Ю., Кормилицын М.В. , Кузенкова Д.С.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *устойчивое развитие, нейтронный баланс, воспроизводство ядерного топлива, ториевый топливный цикл, реакторы на быстрых нейтронах.*

В мире заканчивается первый этап конкурентного создания отдельных установок: использование закономерностей, свойств, конструкций, технологий, развитых ранее, и запасенных природных ресурсов для непосредственного получения выгод и прибылей с возможностью перенесения рисков на природу и общество.

Начинается переход ко второму этапу развития ядерных технологий в рамках формирования системы ЯЭ, отвечающей требованиям устойчивого развития. При этом следует учитывать, что передовые технологии не могут быть совершенными при возникновении, а чрезмерная нормативная регуляция, свойственная ядерным технологиям,

становится дезориентирующим фактором на этапе развития ЯЭ как системы. Инновационные технологии должны не столько демонстрировать выгоды, конкурентоспособность и безопасность отдельных решений, сколько помогать выявлять и решать проблемы, которые невозможно изучить экспериментально и которые проявляются лишь в реальном окружении и масштабах крупных экономических, правовых и нравственных систем, институтов и традиций. В них должны вписываться уже не отдельные установки, а крупномасштабные инновационные системы.

Когда физика используется в биологии, она перестает быть только физикой, поскольку возникающие явления выходят далеко за ее пределы. Поэтому важно понимать, чем становятся различные науки при их использовании для развития сложных хозяйственных и природных систем. Помимо ресурсообеспеченности создаваемого богатства, необходимо учитывать, что каждая единица добываемых ресурсов обеспечивает не только добавленную стоимость, но и увеличение количества отходов и уровня непредсказуемых, нестрахуемых и неуправляемых воздействий на вмещающие системы. Важно донести до неспециалистов преимущества и потенциал ядерных технологий в решении этих проблем, например минимальное количество отходов на единицу дохода. Мир приближается к новой технологии - вовлечению нейтронов в технологические процессы, способной изменить не только «реальность», но и мышление.

С точки зрения развития ядерных и термоядерных технологий становится ясно, что уран-235 является основным серьезным потенциалом получения нейтронов для различных нейтронных процессов и масштабных технологий ядерных превращений. Поэтому возникает вопрос о целесообразности использования урана-235 для получения энергии на конкурентной рыночной основе, несмотря на то что преимущества ядерных технологий в обычной энергетике сопровождаются огромным количеством производимых радионуклидов на единицу прибыли. Масштабное использование радионуклидов в народном хозяйстве пока практически не рассматривается, хотя количество отходов и рисков на единицу дохода при таком применении на порядки меньше, чем при производстве энергии.

Первоначальная стратегическая задача масштабного развития ЯЭ при ограниченной ресурсной базе природного урана заключалась в переходе к эффективному использованию урана-238 за счет реакторов на быстрых нейтронах, способных потреблять плутоний при КВ больше единицы. При этом предъявлялись жесткие требования ко времени удвоения мощностей реакторов, работающих в режиме самообеспечения плутонием. С точки зрения нейтронной физики БР обладали явными преимуществами перед ТР.

Однако с тех пор существенно изменилось политическое, экономическое и технологическое окружение ЯЭ, обеспечившее масштабное развитие ТР и оставившее БР в зачаточном состоянии. Этому способствовали увеличение доступности природного урана и методов его обогащения; успешное применение существующих технологий, материалов, теорий, баз данных и научных подходов при создании легководных реакторов; а также экономические механизмы, допускающие эффективное использование урана-235 для получения энергии и тормозящие вовлечение урана-238 и тория-232 из-за преобладания краткосрочных целей и высокой требуемой доходности капитала.

Сейчас в мире эксплуатируется почти 400 ГВт(эл.) реакторов на тепловых нейтронах, использующих уран-235 для получения энергии. Накоплено более 2 млн т отвалов обогатительных производств и более 300 тыс. т ОЯТ, содержащего около 3 тыс. т плутония, которого могло бы хватить для ввода примерно 300 ГВт(эл.) БР.

При этом до сих пор не сформированы адекватные требования общества и системы ЯЭ к БР. Все это время они развивались преимущественно в направлениях повышения безопасности или конкурентоспособности с ЛВР и ВИЭ. По сути, требования к БР формировались самими разработчиками различных конструкций и направлений, конкурировавшими друг с другом без четкого понимания того, что требуется от БР системе ЯЭ.

Изменились не только условия, но и сама постановка задачи дальнейшего развития БР. В основе развития ядерных технологий лежит превращение урана-238 и тория-232 в продукты деления при помещении их и продуктов трансмутации - плутония, америция, кюрия, протактиния, изотопов урана - в нейтронное поле. В необходимых масштабах его пока можно организовать преимущественно с помощью своего рода инвестиций урана-235 как источника нейтронов. Наиболее эффективно воспроизводство нейтронного потенциала может быть организовано в уран-ториевом топливном цикле в реакторах на тепловых нейтронах и в уран-плутониевом цикле в реакторах на быстрых нейтронах.

ТР уже существуют в количестве, достаточном для начала масштабного вовлечения тория в ЯТЦ. Системные модели интегрального нейтронного баланса при переводе добываемого урана и тория в продукты деления позволяют оценить требуемую асимптотическую структуру системы ЯЭ и сформулировать требования к реакторам различных типов. Сложности нейтронного баланса приводят к рекомендациям по минимизации количества продуктов деления в нейтронном поле - снижению глубины выгорания топлива ТР и БР, онлайн-выведению ПД из ЖСР, использованию воспроизводящих экранов в БР и замыканию ЯТЦ по МА с помощью ЖСР.

Однако низкие темпы саморазвития БР и необходимость их значительной доли в системе для достижения КВ больше единицы приводят к длительным временным интервалам и большим затратам на их ввод и создание технологий замыкания ЯТЦ. Поэтому существующие ТР с их длительными жизненными циклами должны учитывать необходимость инвестиций в технологии ЯТЦ и БР с требуемыми параметрами воспроизводства нейтронного потенциала. При этом сами ТР также должны изменить режим работы и, возможно, начать использовать торий и уран-233.

Секция 4. Смежные вопросы атомной энергетики

Расчетные исследования эффективности вовлечения тория в топливный цикл перспективного легководного реактора канального типа

Скулкин В.О., Внуков Р.А., Лапин А.С., Невиница В.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Ключевые слова: *торий, канальные реакторы, ЛВРК, РБМК, двухкомпонентная энергетика*

Современная ядерная энергетика обладает ограниченной ресурсно-топливной базой. Дальнейшее наращивание мощностей на базе реакторов на тепловых нейтронах без расширения сырьевой базы создает долгосрочные риски топливообеспечения [1].

Торий обладает значительным потенциалом вовлечения в топливный цикл для расширения сырьевой базы ядерной энергетики и последующего снижения зависимости от природного урана. При этом нейтронно-физические свойства тория обеспечивают лучшее воспроизводство в тепловом спектре относительно традиционного уран-плутониевого топлива.

Отработанная технология РБМК и его канальная конструкция предоставляет возможность не только гибко реализовывать уран-ториевый цикл посредством технологии непрерывных перегрузок, но и проводить экспериментальные исследования облучения торий-содержащих материалов в реальных нейтронно-физических условиях активной зоны, что критически важно для разработки технологии замкнутого уран-ториевого цикла.

Уран-ториевый цикл более предпочтителен для тепловых реакторов. Существующая парадигма развития ядерной энергетики ориентирована на реализацию уран-плутониевого топливного цикла. С одной стороны, плутоний более эффективен с позиции нейтронно-физических свойств в быстром спектре, чем в тепловом. При этом, быстрые реакторы требуют высокое содержание делящихся нуклидов в топливе, что увеличивает стоимость топлива и снижает экономичность ядерной энергетической системы в целом, в частности при использовании урана. С другой стороны, урановое топливо предпочтительно использовать в тепловом спектре. Таким образом, экономически более эффективной возможна двухкомпонентная система с быстрыми реакторами, реализующими уран-плутониевый цикл, и тепловыми, реализующими уран-ториевый цикл.

Целью работы является концептуальная оценка эффективности вовлечения тория в легководный реактор канального типа с графитовым замедлителем. Исследование проводится с заделом на проектирование реакторной установки с самообеспечением либо формированием облика двухкомпонентной ядерной энергетической системы, включающей быстрые и тепловые реакторы.

В рамках работы предлагается рассмотреть два направления: первое - вовлечение тория в существующую конструкцию реактора РБМК без изменения геометрических параметров; второе - изменение геометрических параметров ТВС с целью повышения эффективности накопления урана-233, формируя концепцию легководного реактора канального (ЛВРК). В исследовании по первому направлению варьируемым параметром является содержание урана-233; по второму — содержание урана-233, шаг решетки ТВС, мощность ТВС. В качестве оптимизационных характеристик взяты средний коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде в рамках всей топливной кампании, коэффициент накопления делящихся нуклидов, внешняя подпитка ураном-233 (масса урана извне необходимая для эксплуатации реакторной установки).

Для проведения расчетных исследований в качестве исходной модели используется ячейка реактора РБМК-1000: топливный канал с тепловыделяющей сборкой стандартного исполнения [2–4]. В работе используется программный комплекс Serpent 2, реализующий метод Монте-Карло [5].

По результатам проведенных расчетных исследований наблюдается потенциальная возможность вовлечения тория в легководный реактор канального типа с графитовым замедлителем с большей эффективностью, в частности коэффициентом накопления не менее 0,76, чем при использовании традиционного топлива.

Таблица 1 – Системные характеристики канальных реакторов

Характеристика	РБМК (U233)	ЛВРК (РБМК с конструктивными изменениями; U233)	РБМК (U235)
Коэффициент накопления	0,76	0,84	0,33
Доля U233/U235, %	2,0	2.0	2,8
Шаг ТВС, см	25	17,5	25
Количество ТВС, шт	1156	944	1156
Мощность тепловая/электрическая, ГВт	3,2/1,0	2,2/0,7	3,2/1,0
Подпитка U233 (U235), кг/(ГВт(э)·год)	156,2	127,0	1036,8*

*общая загружаемая масса делящихся нуклидов

В модели РБМК без изменения геометрических параметров с уран-ториевым топливом достаточный запас реактивности и минимальную подпитку обеспечивает вариант с долей урана-233 2%; при этом коэффициент накопления составляет 0.76, внешняя подпитка ураном-233 составляет 48,8 кг/(ГВт(т)·год). В модели РБМК с конструктивными изменениями и уран-ториевым топливом достаточный запас реактивности и минимальную подпитку обеспечивает вариант с долей урана-233 2% и шагом ТВС 17,5 см; при этом коэффициент накопления — 0,84, внешняя подпитка — 40,4 кг/(ГВт(т)·год) при сниженной энергонапряженности.

Литература

1. Алексеев П. Н. и др. О стратегии РАЗВИТИЯ ядерной энергетики России до 2050 г. // Атомная Энергия. 2011. Т. 111. № 4. С. 183–196.
2. Базулин И. А., Давыдова Г.Б., Тупотилов И.А., Федосов А.М. Активная зона канального реактора для накопления кобальта-60 // Вопросы Атомной науки и техники. Серия Физика ядерных реакторов. 2025. № 1. С. 25–33.
3. Федосов А. М. Обоснование использования уран-эрбиевого топлива РБМК и сопровождение его внедрения на АЭС: диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. 2009. 287 с.
4. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Изд. 2-е, испр. и доп. под общ. ред. А. А, Петрова. М.: ОАО «НИКИЭТ». 2013.
5. Leppänen J., Pusa M., Tuomas Viitanen T. и др. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Ann. Nucl. Energy. 2015. Т. 82. С. 142–150.

Обоснование конструкции счетчика множественности нейтронов РСМ-01 на основе результатов численного моделирования

Владимиров Д.А., Алеева Т.Б.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *счетчик множественности нейтронов, численное моделирование, эффективность регистрации нейтронов, время жизни нейтрона, контейнер с диоксидом плутония, ПО «Маяк»*

За рубежом для контроля массы плутония в различных материалах успешно применяется метод множественности нейтронов (ММН), основанный на регистрации одиночных, двойных и тройных нейтронных совпадений [1]. Метод обеспечивает измерение массы плутония (по эффективной массе ^{240}Pu) в диапазоне от нескольких граммов до килограммов. В России отечественные счетчики множественности нейтронов не изготавливаются. Создание такого оборудования является критически важным для достоверного обеспечения данными технологии изготовления топлива для реакторов на быстрых нейтронах.

Цель настоящей работы состоит в разработке прототипа российского счетчика множественности нейтронов (РСМ-01), ориентированного на измерение контейнеров с диоксидом плутония ПО «Маяк». Диоксид плутония на РТ-1 ПО «Маяк» производят партиями до 50 кг и расфасовывают в контейнеры по примерно 3 кг. Основными параметрами оптимизации конструкции счетчика РСМ-01 были эффективность регистрации, время жизни нейтрона и геометрия измерительной полости.

В работе рассмотрены два типа счетчиков множественности нейтронов – наиболее распространенные тепловые на примере AWCC и надтепловые на примере RENMC. Модели счетчиков разработаны в программном комплексе Serpent [2]. Расчеты проведены с библиотеками ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1 [3]. Результаты верификации полученных моделей представлены в работах [4], [5].

Рассчитывались следующие скорости реакций и величины: скорость реакций поглощения нейтронов в ^{3}He-счетчиках (скорость счета нейтронов N_1), скорость (n, f)-реакций вынужденного деления в источнике S_f, скорость (n, γ)-реакций поглощения в источнике S_{abs}, поток нейтронов в системе Ф, средняя скорость нейтронов в системе υ.

Эффективность регистрации нейтронов определялась по отношению к нейтронам утечки из источника:

$$\varepsilon = \mathrm{N}_1 / \left[\nu_{\text{сп}} S_{\text{сп}} \left(1+\alpha\right) + \nu_f S_f - S_f - S_{abs} \right] \tag{1}$$

где $\nu_{\text{сп}}$ — среднее число нейтронов на один акт спонтанного деления; ν_f — среднее число нейтронов на один акт вынужденного деления;

Время жизни рассчитывали по уравнению баланса нейтронов в стационарном состоянии [6]:

$$\tau = \frac{\int_{\mathrm{E}} \int_{\mathrm{V}} \Phi(\mathrm{r},\mathrm{E}) dV dE}{\upsilon \left(\nu_{\text{сп}} S_{\text{сп}} \left(1+\alpha_{\mathrm{p}}\right) + \nu_f S_f \right)}, \tag{2}$$

где $\Phi(\mathrm{r},\mathrm{E})$ – поток нейтронов в системе, 1/см^2·с; υ — средняя скорость нейтрона в системе, см/с; $(\nu_{\text{сп}} S_{\text{сп}}(1+\alpha_{\mathrm{p}}) + \nu_f S_f)$ – полный источник (спонтанное деление, (α, n) – реакция, вынужденное деление), 1/с.

На основе проведенных расчетных работ предложен следующий вариант конструкции Российского счетчика множественности нейтронов РСМ-01:

Цилиндрическая геометрия, толщина внешнего полиэтилена 5 см, три кольца счетчика количеством 75 единиц с активной длиной 53,5 см, давлением 4 атм., работающих в пропорциональном режиме. Внутренний и внешний диаметр кольца полиэтилена с размещенными внутри счетчиками: 27,4 см и 46,6 см соответственно. Диаметр измерительной полости 22 см, высота измерительной полости 40,5 см. В качестве материала покрытия измери-

тельной полости предлагается использовать сталь, под которой находится слой кадмия толщиной 4-8 мм. Материал торцевых заглушек – графит толщиной 16,4 см. Итоговые характеристики: эффективность регистрации нейтронов – 0,374, время жизни нейтрона – 25,8 мкс. В таблице 1 приведено сравнение основных характеристик PCM-01 со счетчиками AWCC и RENMC. Видно, что характеристики PCM-01 соответствуют надтепловым системам.

Таблица 1 – Сравнение характеристик PCM-01 и RENMC, AWCC

Параметр	AWCC	PCM-01	RENMC
Диаметр измерительной полости, см	22,0	22,0	26,0
Высота измерительной полости, см	32,5	40,5	50,0
Количество ^{3}He -счетчиков	42	75	115
Давление в счетчиках, атм.	4	4	10
Эффективность регистрации, отн.ед.	0,310	0,374	0,579
Время жизни нейтрона, мкс	52,0	25,8	24,8
Средняя энергия нейтрона в системе, эВ	0,57	3,38	4,06

Разработанная конструкция обеспечивает требуемые характеристики при уменьшенном количестве ^{3}He-счетчиков, что существенно снижает стоимость измерительной системы. Ввод системы в эксплуатацию позволит проводить измерения контейнеров с диоксидом плутония как на этапе комплектования партий перед отправкой на фабрикацию смешанного топлива, так и в рамках подтверждающего контроля в пунктах хранения и переработки ядерных материалов на ПО «Маяк», ГХК, СХК и АО «ВНИИНМ».

Литература

1. Ensslin N., Harker W., Krick M. и др. Application Guide to Neutron Multiplicity Counting. LA-13422-M. Los Alamos: LANL, 1998. 114 с.
2. Leppänen J. Serpent — a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User's Manual. VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. 164 с.
3. Scientific and Methodological Information Base for Nuclear Technology Calculations [Электронный ресурс]. URL: http://ndc.gstu.by/data_rus.html (дата обращения: 18.04.2024).
4. Vladimirov D.A., Rogozhkin V.Yu., Aleeva T.B., Gorbunova A.Yu., Pugachev P.A. Numerical Modeling of Measurements of Characteristics of Plutonium Samples on the AWCC Neutron Coincidence Counter // Atomic Energy. 2024. Т. 136, № 3–4. С. 124–130.
5. Vladimirov D.A., Rogozhkin V.Yu., Vlaskin G.N., Aleeva T.B. Calculation of the calibration coefficients of the neutron multiplicity method for measuring the effective mass of plutonium-240 // ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2024. № 4. С. 16–28.
6. Spriggs G., Busch R. On the Definition of Neutron Lifetimes in Multiplying and Nonmultiplying Systems. LA-13260-MS. Los Alamos: LANL, 1997. 46 с.

Ускорительная техника для радиационного материаловедения и промышленности

Коновалов И.И.[1,2], Залужный А.А.[2], Пономарев А.В.[2]

[1] *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

[2] *Центр анализа исследований и разработок ЧУ «Наука и Инновации», Москва, Россия*

Ключевые слова: *радиационное материаловедение, промышленность, ускорительная техника, тяжелые ионы, легкие ионы, реакторное облучение*

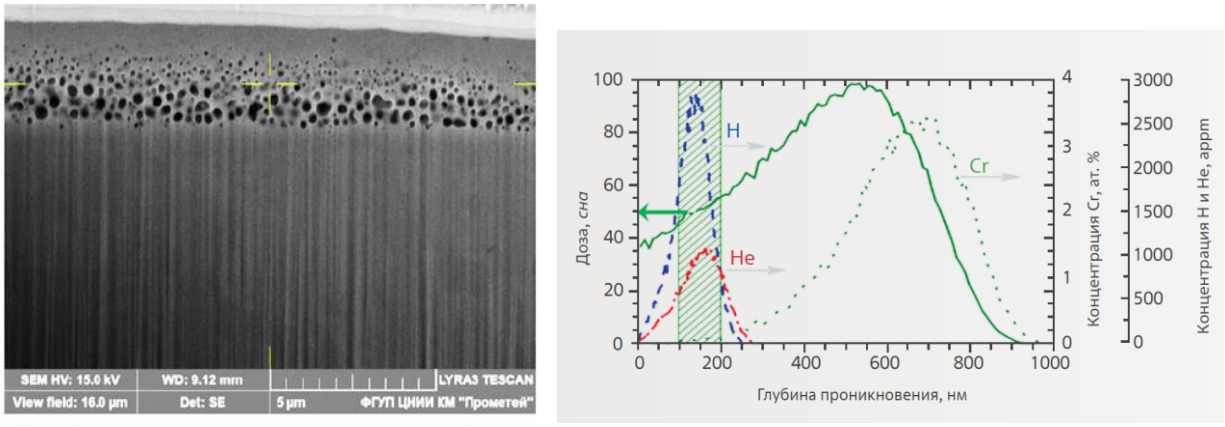
Вновь возникший интерес к ускорительному облучению [1] связан со следующими двумя факторами:

- Повышение требований к конструкционным материалам энергетических ядерных реакторов на быстрых нейтронах и термоядерных реакторов – повреждающая доза до 200 сна. В существующих исследовательских ядерных реакторах (ИЯР) со смешанным спектром нейтронов скорость повреждений составляет не более 10 сна/год (США, ЕС), а в ИЯР с быстрым спектром нейтронов (Россия, Индия, Китай) от 15 до 20 сна/год.
- Развитие теоретического радиационного материаловедения (НИЯУ МИФИ, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», НИЦ «КИ» и др.), позволяющего переносить результаты ускорительного на реакторное облучение.

В России в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» имеется материаловедческий ускоритель, позволяющий облучать образцы тяжелыми ионами (например, Fe+, Ni+, Cr+) и легкими (H+, He+), имитирующими, как первично выбитые атомы в сталях различного класса, так и радиогенную генерацию газовых атомов – гелия и водорода.

За рубежом лидером в производстве ускорительной техники является нидерландская компания HVE (High Voltage Engineering Europa B.V.), специализирующаяся на ускорительных системах и производящая, например, материаловедческий ускоритель 3MV Tandetron 4130 MC+(HC).

Главная проблема состоит в переносе результатов, полученных при ускорительном облучении, на реальные условия эксплуатации материалов в ядерных реакторах, что связано, как непосредственно с увеличенной скоростью радиационных повреждений, так и с их локализацией в субмикронном масштабе (рис.1-3).



а б

Рис. 1. Сечение облученного образца стали, полученное методом фокусированного ионного пучка (*а*) и распределение внедренных элементов (*б*). Штриховка – зачетная зона

Расчетами по коду РАКС-МИФИ показано, что увеличение скорости повреждений приводит к сдвигу эквивалентной температуры (равенство процессов гомогенизации и гетерогенизации) и уменьшения максимума распухания и его сдвиг в сторону больших значений по сравнению с температурой в реакторных условиях, что делает невозможным исследование ряда низкотемпературных процессов, связанных с изменением структурно-фазового состояния (СФС) материалов при реакторном облучении.

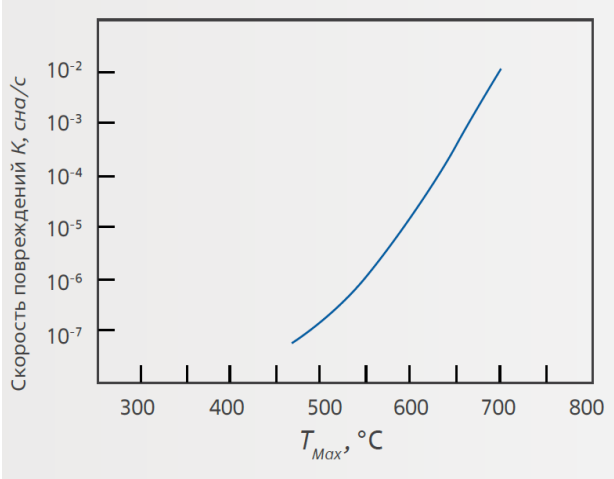


Рис.2 Расчетный сдвиг температуры T_{Crit} при переходе к ускорительному облучению

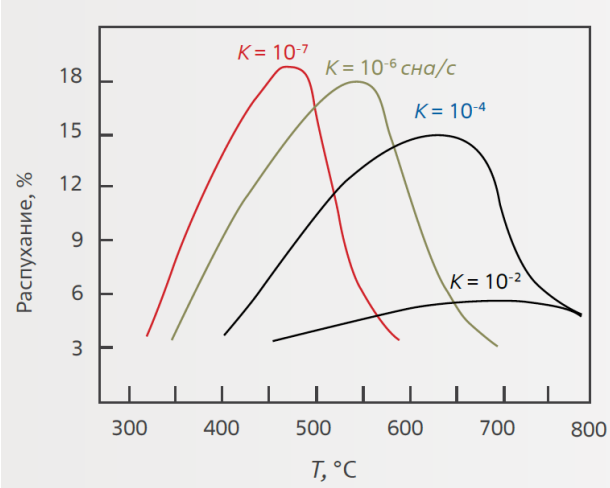


Рис.3 Расчетное изменение кривых распухания ЧС68 при переходе от нейтронного ($K = 10^{-7}…10^{-6}$) к ускорительному облучению ($K = 10^{-4}…10^{-2}$ сна/с) при повреждающей дозе 100 сна

Кроме того, локализация радиационных повреждений при использовании ускорительной техники в микронных масштабах требует использование микро-техники аналогичного масштаба для изготовления образцов, манипулирования с ними и их исследования.

Что касается создания градиентных по свойствам материалов, то возможно использование пучка ионов, одновременно легирующих и нагревающих поверхность образца, вплоть до плавления с последующим быстрым охлаждением поверхности. В стране легирование поверхности и изменение его СФС в опытно-промышленных масштабах реализовано при использовании ускорителей электронов (ЦНИИ КМ «Прометей») и плазменных технологий (НИЯУ МИФИ), позволяющих «объемную» обработку деталей.

Международное сотрудничество по использованию ускорителей для разработки материалов ядерной техники под эгидой МАГАТЭ практически отсутствует и ограничивается обменом полученными результатами, без раскрытия нюансов методики.

Литература

1. Залужный А.А., Коновалов И.И., Пономарев А.В. Ускорительная техника для радиационного материаловедения и промышленности // ЦАИР, частное учреждение «Наука и инновации», 2026. 104 с.

О целесообразности учёта ионизационного и магнитного рассеяния нейтронов на электронах атомов среды при расчёте активных зон быстрых и тепловых ядерных реакторов

Куликов Г.Г., Апсэ В.А., Куликов Е.Г., Глебов В.Б.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *магнитный момент нейтрона, магнитное рассеяние нейтронов, ионизационное рассеяние нейтронов, электроны атома, константная погрешность*

Нейтрон, не имея электрического заряда, обладает магнитным моментом, обусловленным его спином, и поэтому способен электромагнитным образом взаимодействовать с электронами атомов среды. В зависимости от энергии нейтрона и характера взаимодействия

можно выделить два механизма такого рассеяния: магнитное рассеяние на связанных электронах атомов и рассеяние, сопровождающееся ионизацией атома. В традиционных нейтронно-физических расчётах эти процессы, как правило, не учитываются. Цель работы состоит в оценке возможного влияния обоих механизмов на величину эффективного коэффициента размножения Кэфф ядерных реакторов.

При магнитном рассеянии ионизации атома не происходит, поэтому взаимодействие осуществляется с электронами, связанными с ядром. В результате передача энергии и изменение направления движения нейтрона происходят фактически на массе атомного ядра, вследствие чего кинематически магнитное рассеяние аналогично упругому рассеянию нейтрона на ядре. Сечение магнитного рассеяния практически постоянно в области низких энергий и быстро уменьшается при энергиях нейтронов порядка 0,1–100 эВ. Максимальное значение сечения определяется выражением $\sigma m \approx 1{,}26 \cdot S(S+1)$ барн, где S — суммарный спин атома, обусловленный неспаренными (магнитоактивными) электронами. В зависимости от электронной структуры атома сечение магнитного рассеяния в области плато может составлять от 1 до 20 барн и быть сопоставимым с характерным сечением упругого потенциального рассеяния порядка 10 барн.

Для ряда элементов вклад магнитного рассеяния оказывается значительным. При энергии нейтрона 0,1 эВ отношение магнитного сечения к упругому составляет около 64% для кислорода, 66% для железа, 67% для никеля, 60% для урана и 57% для эффективной смеси продуктов деления. Для Cr, Mo, Pu, Am и Cm расчётное магнитное сечение может даже превышать сечение упругого рассеяния. Магнитное рассеяние определяется химическим элементом, но практически не зависит от его изотопа; для веществ с полностью заполненными электронными оболочками оно отсутствует. Оценки для реактора типа ВВЭР показали, что учёт магнитного рассеяния на уране увеличивает Кэфф примерно на 0,012%, на кислороде топлива — на 0,018%, на конструкционных материалах — ещё примерно на 0,012%. Суммарный эффект составляет около +0,042% по Кэфф.

Другой механизм электромагнитного взаимодействия реализуется при более высоких энергиях, когда нейтрон способен ионизировать атом. В этом случае передача энергии происходит непосредственно электрону. Поскольку масса электрона примерно в 1839 раз меньше массы нейтрона, максимальная относительная потеря энергии нейтрона при одном таком взаимодействии составляет около 4/1839, а средняя — около 2/1839, то есть порядка 0,1%. При потенциалах ионизации внешних электронов около 5–25 эВ порог ионизации нейтронами находится приблизительно в диапазоне 2–12 кэВ. Даже максимальный угол рассеяния составляет около 1/1839 рад, или 0,031°, поэтому изменением направления полёта нейтрона в первом приближении можно пренебречь и рассматривать процесс преимущественно как дополнительное замедление.

По выполненным оценкам сечение ионизационного рассеяния составляет порядка 1 барна, то есть примерно в 10 раз меньше сечения упругого рассеяния в соответствующей области энергий. При этом средняя относительная потеря энергии нейтрона при ионизации составляет около 0,1%, тогда как при упругом рассеянии на тяжёлом ядре она существенно больше: для $A \gg 1$ средняя потеря энергии имеет порядок $2/A$. Даже для урана-238 нейтрон при упругом рассеянии теряет в среднем примерно в 8 раз больше энергии, чем при ионизации.

Влияние ионизационного рассеяния было оценено для быстрого реактора типа БН-800 с использованием одномерного диффузионного кода TIME-26 и констант БНАБ-78 в 26-групповом приближении. Учёт ионизации на диоксидном уран-плутониевом топливе приводит к уменьшению Кэфф примерно на 0,04%. Этот эффект мал, однако сопоставим по порядку величины с эффектом магнитного рассеяния и составляет заметную долю допустимой константной погрешности. Для быстрых реакторов приемлемый уровень константной погрешности на стадии проектирования оценивается примерно в 0,5%, а целевой уровень на стадии эксплуатации — в 0,2–0,3%.

Таким образом, магнитное и ионизационное рассеяние нейтронов на электронах среды действуют в различных энергетических областях и дают эффекты противоположного знака для Кэфф в рассмотренных примерах: порядка +0,042% для теплового реактора типа ВВЭР за счёт магнитного рассеяния и около −0,04% для быстрого реактора типа БН-800 за счёт ионизации. Несмотря на сравнительно малые величины, оба эффекта находятся на уровне, который может быть существенным при повышении точности нейтронно-физических расчётов. Поэтому их целесообразно учитывать или, по меньшей мере, количественно оценивать при формировании и уточнении библиотек нейтронных констант. Полученные результаты являются предварительными и требуют дальнейшего уточнения сечений и расчётных оценок для различных реакторных систем.

Использование младших актинидов для наработки ^{238}Pu в быстрых энергетических реакторах

Апсэ В.А., Глаговский Э.М., Глебов В.Б., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Тарасова М.С.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *младшие актиниды, америций, кюрий, радиоизотопные термоэлектрические генераторы, быстрые энергетические реакторы, БН-800, БР-1200*

В работе оценивается возможность облучения младших актинидов (МА) из отработавшего ядерного топлива ВВЭР в быстрых энергетических реакторах БН-800 и БР-1200 с целью получения тепловых источников для радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ).

Расчеты нейтронно-физических параметров реакторов и кинетики изотопного состава топлива проводились с использованием компьютерной программы TIME26 для цилиндрических моделей реакторов типа БН-800 и БР-1200 в 26-групповом диффузионном приближении. Константное обеспечение программы основано на библиотеке оцененных ядерных данных БНАБ-78.

Плутоний, пригодный для РИТЭГ, или РИТЭГ-плутоний, должен содержать не менее 80% ^{238}Pu и не более 2 ppm ^{236}Pu [1]. Применительно к быстрому спектру нейтронов разумно отказаться от Np-фракции МА при производстве тепловых источников для РИТЭГ, так как это снимает ограничение по доле ^{236}Pu и оставляет только ограничение по доле ^{238}Pu.

Рассмотрено облучение смешанной (Am, Cm)-фракции и выделенной Am-фракции в центральной ТВС активной зоны быстрых энергетических реакторов БН-800 и БР-1200. Показано, что смешанная (Am, Cm)-фракция МА является предпочтительным стартовым материалом, так как она, помимо исключения затрат на разделение Am и Cm фракций МА, обеспечивает более высокое удельное тепловыделение (Pu, Am, Cm)-смеси. Выделение Am-фракции из состава МА целесообразно лишь при недопустимо высоком тепловыделении стартового материала (удельное тепловыделения ^{244}Cm составляет 2800 Вт/кг).

Что касается продукта облучения, то предлагается удалять только продукты деления, а оставшуюся трёхкомпонентную (Pu, Am, Cm)-смесь использовать в качестве теплового источника для РИТЭГ.

Относительно выбора между облучением в БН-800 или БР-1200, следует отметить, что первый вариант является более предпочтительным, поскольку в этом случае обеспечиваются более высокие значения удельного тепловыделения и более длительные времена его спада при работе РИТЭГ с трехкомпонентной (Pu, Am, Cm)-смесью.

Литература

1. Daily C.R., McDuffee J.L. Design Studies for the Optimization of ^{238}Pu Production in NpO_2 Targets Irradiated at the High Flux Isotope Reactor // Nuclear Technology. 2020. Т. 206. № 8, С. 1182-1194. DOI: 10.1080/00295450.2019.1674594.

Моделирование процесса активации конструкционных элементов в термоядерных установках типа токамак и анализ механизмов образования радиоактивной пыли

Самаров В.Р., Полянский М.С., Синегрибов С.В., Киркин А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

Ключевые слова: *термоядерный синтез, токамак с реакторными технологиями, активация конструкционных материалов, нейтронно-физическое моделирование, радиоактивная пыль, SCALE, эрозия первой стенки*

В Российской Федерации в рамках Федерального проекта «Технологии термоядерной энергетики» предусмотрено создание термоядерных установок нового поколения, в том числе токамака с реакторными технологиями (ТРТ). Обеспечение радиационной безопасности таких установок требует комплексной оценки наведенной активности конструкционных материалов и рисков, связанных с образованием и возможным аварийным выбросом радиоактивной пыли из вакуумной камеры. Для экспертной оценки принимаемых проектных решений необходимы верифицированные расчетные инструменты, позволяющие количественно прогнозировать активацию материалов и характеристики образующейся пыли.

В рамках данной работы с помощью программного комплекса SCALE создана упрощенная трехмерная модель ТРТ в виде системы вложенных эллипсоидов вращения, аппроксимирующих основные зоны термоядерного устройства (плазменная камера, первая стенка, бланкет), с вырезанным центральным цилиндром под соленоид. Распределение интенсивности D-T нейтронного источника по малому радиусу плазмы задано на основе аналитической зависимости.

С использованием созданной модели выполнен расчет активации трех кандидатных материалов первой стенки (углерод, бериллий, вольфрам) для возможного режима работы ТРТ: длительность импульса — 100 с, время релаксации между импульсами — 2-е суток, 20 рабочих циклов. Получена оценка активности в трех кандидатных материалах.

Выполнен обзор научной литературы, позволивший систематизировать механизмы накопления трития в материалах первой стенки (имплантация, объемное растворение, захват в переосажденных слоях), источники и процессы образования пыли (корпускулярная эрозия при ELM-событиях, разбрызгивание капель расплава, отслаивание соосажденных пленок), а также влияние нейтронного облучения на радиационное повреждение и охрупчивание материалов.

На основе сопоставления коэффициентов распыления и удельной активности материалов получена интегральная оценка потенциала накопления активности пыли. Установлено, что вольфрамовая пыль, несмотря на низкую скорость эрозии, создает наибольшие радиационные риски вследствие высокой удельной активности. Удельная активность бериллиевой пыли выше углеродной при сопоставимой эрозии. Углеродная пыль наименее активна, однако опасна из-за значительного накопления трития.

Разработанная модель и полученные количественные данные создают основу для дальнейшего моделирования радиационных последствий аварийного выброса радиоактивной пыли из токамака и формирования расчетного инструментария для оценки потенциальной радиационной опасности термоядерных установок.

Смещение спектра тепловых нейтронов в низкотемпературной плазме высокого давления

Маркаров М.Г.[1], Гольцев А.О.[1,2], Семикова А.Д.[1]

[1] *Национальный исследовательский университет «МЭИ», Москва, Россия*

[2] *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

Ключевые слова: *смещение спектра нейтронов, эпитепловые нейтроны, низкотемпературная плазма, метод Монте-Карло*

Энергетический спектр нейтронов определяет соотношение скоростей деления и захвата, а через него и нейтронно-физические характеристики установки, поэтому управление жёсткостью спектра представляет интерес для регулирования, увеличения глубины выгорания и снижения потерь на отравление. Нейтрон, многократно испытывающий упругие соударения в среде с температурой T, стремится к равновесию с ней, и его спектр приближается к максвелловскому со средней энергией $\langle E\rangle = 3/2\ kT$. Если среда холодная, это обычное замедление; если среда горячая, процесс идёт в обратную сторону: при каждом соударении нейтрон в среднем приобретает энергию у быстро движущегося ядра, и спектр смещается вверх. Практическая реализация упирается в выбор среды: длина свободного пробега должна быть мала по сравнению с размерами устройства. Это исключает вакуумные магнитные ловушки, где при концентрации 10^{19}—10^{20} м$^{-3}$ пробег на много порядков превышает размеры камеры. Приемлемые условия достигаются в импульсных плазмотронах высокого давления, где концентрация частиц в зоне сильноточного разряда достигает 10^{25}—10^{26} м$^{-3}$ [1].

Разработана нестационарная математическая модель переноса нейтронов в плотной дейтериевой плазме, реализованная методом Монте-Карло; расчётное ядро выполнено на CUDA и управляется из среды MATLAB, что позволяет задавать все параметры моделирования на уровне сценария. Использована точная двухчастичная кинематика свободного газа. Геометрия замкнута, и вероятность возврата нейтрона в плазму определяется толщиной бериллиевого отражателя и его сечениями. Раздельно учитываются четыре канала судьбы нейтрона: блуждание в плазме, возврат из стенки, захват и уход за внешнюю границу. Время введено как переменная состояния, а температура плазмы следует импульсу дугового разряда с постоянными нарастания 150 мкс и спада 1,6 мс [1].

Расчёты выполнены на табличных нейтронных данных. В плазме дейтроны свободны, поэтому применимо сечение свободного ядра $\sigma_s(\mathrm{D}) = 3{,}39$ б, тогда как связанное составляет 7,64 б. Для бериллия введена энергетическая зависимость, описывающая переход от связанного сечения (7,63 б) к свободному (6,17 б) вблизи дебаевской энергии 0,124 эВ, поскольку рабочий диапазон энергий 0,025—2 эВ пересекает этот порог. Температура плазмы является входным параметром, взятым из измерений [1—3], и составляет 0,6—1,3 эВ.

Разрядная камера замкнута, нагрев идёт при постоянном объёме, поэтому плотность и температуру нельзя задавать независимо: при полной ионизации дейтерия каждый атом даёт ион и электрон, так что $P = 2n_\mathrm{d}kT$, откуда

$$n_\mathrm{d} = P / (2kT_\mathrm{пл}), \qquad \lambda = 1 / (n_\mathrm{d}\sigma_\mathrm{s}) = 2kT_\mathrm{пл} / (P\sigma_\mathrm{s}) \tag{1}$$

Следовательно, при заданной длине установки L оптическая толщина L/λ, определяющая число соударений, задаётся давлением в камере. Длина плазменного канала $L = 1$ м, диаметр 0,5 м, бериллиевый отражатель толщиной 8 см. При $T_\mathrm{пл} = 1$ эВ повышение давления с 200 до 3500 атм увеличивает оптическую толщину с 0,02 до 0,38, среднюю энергию выходящих нейтронов — с 0,043 до 0,118 эВ, а долю частиц с $E > 0{,}1$ эВ — с 6 до 22 % (рис. 1). Установка при этом остаётся оптически тонкой: нейтрон испытывает менее одного соударения в среднем и покидает объём, не приблизившись к равновесию.

Температура плазмы действует в двух противоположных направлениях. Она поднимает равновесный предел $3/2\ kT$, к которому стремится спектр, но согласно (1) одновременно разрежает среду: камера той же прочности удерживает вдвое меньшую концентрацию при

вдвое большей температуре. При 3500 атм рост $T_{пл}$ с 0,5 до 3 эВ снижает оптическую толщину с 0,75 до 0,13, и смещение спектра остаётся практически неизменным. Определяющим параметром является именно число соударений.

Оценка влияния на коэффициент размножения выполнена одногрупповой свёрткой с сечениями, проверенными по *g*-факторам Весткотта. Если бы все сечения подчинялись строго закону $1/v$, смещение спектра не изменило бы ничего: множители $1/v$ сокращаются в отношении скоростей реакций. Весь эффект локализован в отклонениях от $1/v$. Соответственно система на ^{235}U к смещению спектра нечувствительна (−0,2 %), а наиболее устойчивый положительный вклад даёт снятие отравления ^{135}Xe (0,084 эВ) и ^{149}Sm (0,097 эВ): от +1,5 до +3,0 %. Для плутониевого топлива существует оптимум жёсткости — выигрыш от резонанса деления ^{239}Pu (0,296 эВ) при дальнейшем ужесточении сменяется проигрышем на резонансе захвата ^{240}Pu (1,056 эВ).

Выход на насыщение, требующий 20—25 соударений и оптической толщины $L/\lambda \approx 10$, достигается при $T_{пл} = 1$ эВ и $L = 1$ м лишь при давлении около $9 \cdot 10^4$ атм, что на порядок превышает освоенные 350 МПа [4]. Требования смягчаются увеличением длины установки, поскольку в оптическую толщину входит произведение $n_d L$, либо отказом от полного равновесия: практический интерес представляет управляемое частичное смещение спектра.

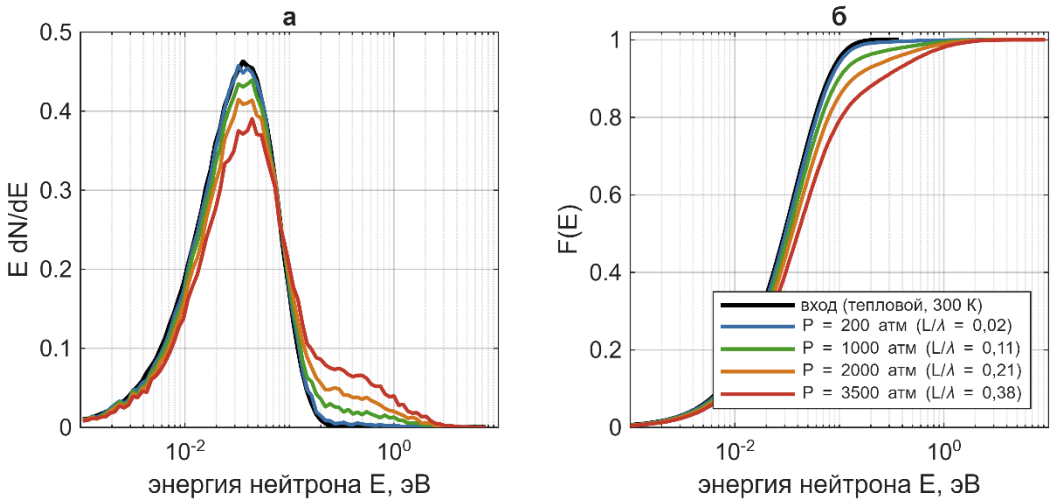


Рис. 1. Выходной спектр нейтронов при $T_{пл} = 1$ эВ и разных давлениях: *а* — дифференциальные спектры $E\,\mathrm{d}N/\mathrm{d}E$; *б* — интегральные функции распределения $F(E)$, в скобках указана оптическая толщина

Литература

1. Богомаз А.А., Бородин В.С., Левченко Б.П. и др. Исследование сильноточного разряда в генераторах плотной плазмы // ЖТФ. 1977. Т. 47. № 1. С. 121—133.

2. Рутберг Ф.Г., Богомаз А.А., Будин А.В. и др. Нагрев газа высокой начальной плотности мощной электрической дугой // Известия РАН. Энергетика. 1998. № 1. С. 100—106.

3. Глебов И.А., Рутберг Ф.Г. Мощные генераторы плазмы. М.: Энергоатомиздат, 1985. 153 с.

4. Савватеев А.Ф., Богомаз А.А., Будин А.В. и др. Исследование электрического разряда в газе сверхвысокой плотности с предварительным адиабатическим сжатием // ТВТ. 2003. Т. 41. № 5. С. 664—670.

Расчётное моделирование ОЧГ-детектора в Geant4 для определения полной эффективности регистрации гамма-квантов

Ходырев И.Е., Алеева Т.Б., Зубарев В.Н.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *Geant4, ОЧГ-детектор, гамма-спектрометрия, полная эффективность, регистрации гамма-квантов*

Представлены результаты расчётного моделирования детектора из особо чистого германия (ОЧГ) с использованием программного комплекса Geant4. Проведена валидация модели ОЧГ-детектора на точечных и объёмных источниках. Выявлены закономерности влияния геометрических параметров на эффективность регистрации гамма-квантов в разных энергетических диапазонах. Проведено сравнение с результатами, полученными в программе FRAM 4.4.

Определение полной абсолютной эффективности [1] регистрации гамма-квантов измерительной системой необходимо для количественного гамма-спектрометрического анализа объёмных образцов, содержащих радионуклиды и ядерные материалы. Применение Монте-Карло-моделирования в Geant4 для определения эффективности позволит минимизировать необходимое число стандартных образцов и калибровочных измерений.

Расчётная модель коаксиального ОЧГ-детектора GEM15P4-70 создана на языке C++ в среде Geant4 11.3.2 [2, 3]. Сборка выполнена с помощью CMake [4]. Геометрия детектора включает чувствительный объём, внешний мёртвый слой, крышку детектора, монтажную чашку крепления кристалла, свинцовую защиту и другие элементы. Все геометрические размеры и формы элементов основаны на паспортных данных детектора. Данные об образце (форма и материал) задавались в отдельном модуле геометрии. Генерация гамма-квантов выполнялась внутри объёма образца; энергия и квантовый выход частиц были взяты из библиотеки оценённых ядерных данных-ENDF/B-VII.1.

Для проверки модели были проведены измерения с образцовыми спектрометрическими гамма-источниками (ОСГИ) и объёмными урановыми образцами на разных расстояниях от детектора. Это позволило скорректировать параметры модели. Установлено, что их изменение по-разному влияет на счёт гамма-квантов в низкоэнергетической (< 100 кэВ) и высокоэнергетической (> 500 кэВ) областях спектра. Для низких энергий определяющим является поглощение в мёртвом слое и алюминиевых элементах детектора; для высоких энергий — точность задания объёма чувствительной области и расстояния от неё до крышки детектора.

Обнаружено, что увеличение толщины мёртвого слоя на 0,25 мм относительно паспортной уменьшает эффективность для линий 43,53 кэВ, 59,541 кэВ, 74,66 кэВ на примерно 50%, 25% и 16% соответственно, что делает результаты модели значительно более схожими с экспериментальными, а для энергий выше 100 кэВ изменение составляет менее 7%. Увеличение расстояния на 5 мм от кристалла до крышки изменяет эффективность на 10-15% для всего энергетического диапазона.

Зависимости эффективности регистрации от энергии гамма-кванта, полученные моделированием и экспериментально, качественно не отличаются (рис.1). Отличия абсолютных значений полной эффективности для ОСГИ в энергетическом диапазоне 120-1450 кэВ и для основных линий в спектре объёмных образцов урана составляет менее 8%.

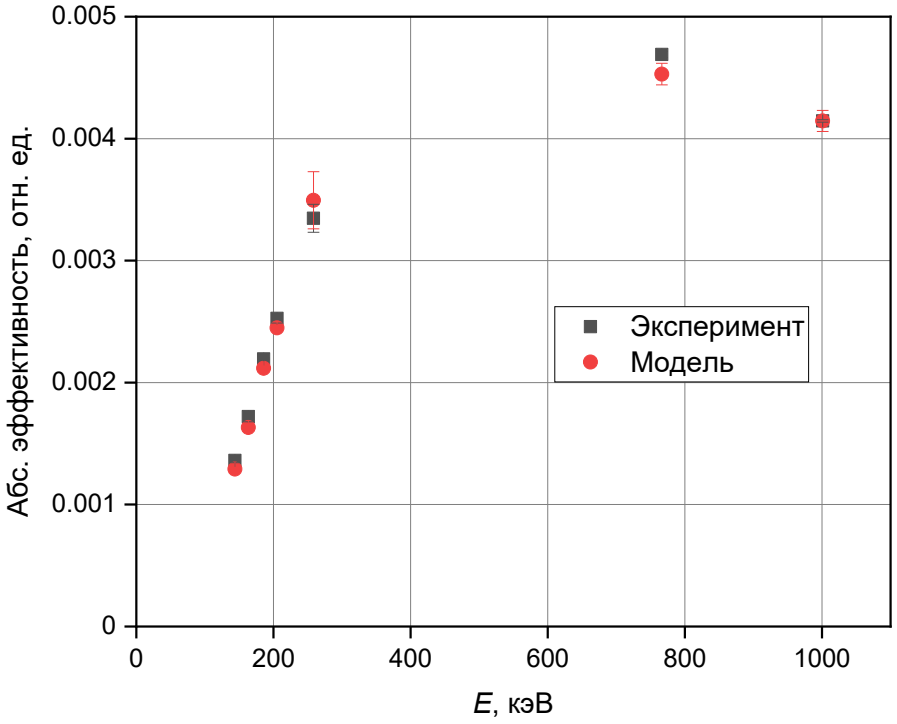


Рис. 1. Сравнение значений абсолютных эффективностей детектора для образца природного урана массой 69,47 г на расстоянии 3 см от крышки детектора

Проведено сравнение кривых относительных эффективностей, рассчитанных в Geant4, с полученными в программе FRAM 4.4 [5], предназначенной для определения изотопного состав урана. Для образцов урана, измеренных на разном расстоянии от детектора, отличие составило менее 11%.

Создана расчётная модель ОЧГ-детектора в Geant4, позволяющая определять полную эффективность регистрации для источников произвольной геометрии и состава. Модель показала хорошее согласие с экспериментом. В перспективе планируется расширение модели на образцы шаровых твэлов и компактов реактора ВТГР.

Литература

1. Райлли Д., Энсслин Н., Смит Х. мл. и др. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. 720 с.

2. Agostinelli S., Allison J., Amako K. и др. GEANT4 – a simulation toolkit // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. 2003. Т. 506. С. 250–303.

3. Geant4 Collaboration. Book For Application Developers. Version 11.3.2. CERN, 2025. 438 с.

4. Kitware, Inc., CMake, 2026 [Электронный ресурс]. URL: https://cmake.org/ (дата обращения 03.07.2026).

5. Sampson, T.E., Kelley, T.A. FRAM: Fixed energy response function analysis with multiple efficiencies (Version 4.4). Los Alamos National Laboratory, 2003.

Оптимизация резервирования комплекта ЗИП сложных технических систем

Рассказов В.В.[1,2], Иконников В.Д.[1]

[1] *ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия*

[2] *ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого, Сосновый Бор, Россия*

Ключевые слова: *надежность, значимость, резервирование, сложная техническая система, логико-вероятностный метод, критерии важности, вероятность безотказной работы, ЗИП*

Обеспечение требуемого уровня надежности сложных технических систем, эксплуатируемых в ядерной энергетике и других критически важных отраслях, является одной из приоритетных задач инженерного проектирования и эксплуатации. Традиционно решение данной задачи достигается за счет резервирования - как структурного дублирования элементов, так и формирования комплектов запасных частей, инструментов и принадлежностей (ЗИП), предназначенных для оперативной замены отказавших компонентов. Длительное время расчет потребности в запасных частях основывался на эмпирических подходах, таких как формирование запасов «по среднему» или по нормативным таблицам. Подобные методы, несмотря на свою простоту, не учитывали реальные условия эксплуатации и структурные особенности конкретной системы, что неизбежно приводило к двум крайностям: либо к созданию избыточных запасов, влекущих дополнительные затраты на хранение и замораживание оборотных средств, либо к дефициту комплектующих, способному вызвать простои оборудования и нарушение производственных циклов.

Введение межгосударственного стандарта ГОСТ 27.507-2015 позволило унифицировать методологию расчета потребности в запасных частях, закрепив переход к вероятностным моделям, учитывающим интенсивность отказов, стратегии пополнения и требуемые показатели достаточности. Однако даже при использовании данного стандарта остается открытым вопрос о том, каким образом следует учитывать конкретные структурные особенности сложной системы - схему соединения элементов, их функциональную роль и критичность для обеспечения работоспособности системы в целом.

В настоящей работе показана принципиальная возможность уменьшения избыточности резервирования на основе применения логико-вероятностного подхода и анализа критериев важности, широко используемых в современной теории надежности. К числу таких критериев относятся значимость элемента, определяемая как чувствительность вероятности безотказной работы системы к изменению надежности данного элемента, а также отрицательный и положительный вклады, характеризующие соответственно риск отказа и пользу, приносимую элементом для работоспособности системы. При этом сам по себе стандарт не решает задачи учета структурных особенностей: он не различает элементы по их месту в системе, не учитывает схему их соединения и не оценивает, насколько критичен отказ каждого из них для сохранения работоспособности объекта.

Анализ проведен для четырех основных схем соединения конструктивных элементов, наиболее часто встречающихся в технических системах: последовательной, параллельной, мажоритарной и мостиковой.

Проведенный анализ временной зависимости критериев важности показал их качественное различие для рассмотренных схем соединения. Выявлено, что в зависимости от типа структуры функции значимости, отрицательного и положительного вкладов могут демонстрировать монотонное поведение или иметь выраженные максимумы, достигаемые в разные моменты времени. Данные закономерности позволили разработать алгоритмы повышения вероятности безотказной работы системы, учитывающие эти особенности и ориентированные на выбор оптимального момента замены конструктивных элементов. В рамках работы введены и получены количественные показатели прироста вероятности безотказной работы при замене элемента в предлагаемый момент функционирования системы, что позволяет обоснованно принимать решения о проведении плановых замен.

Важным результатом исследования является установление критериев важности, которые используются в разработанных алгоритмах и носят универсальный характер. Эти критерии определяются исключительно структурой системы и не зависят от фактических значений параметров, характеризующих вероятности состояний отдельных элементов, что позволяет применять их для систем с различными интенсивностями отказов и на разных этапах жизненного цикла.

Выявленные закономерности создают теоретическую и практическую основу для оптимального планирования замен элементов и рационального формирования комплектов ЗИП. Предложенный подход позволяет перейти к научно обоснованному управлению резервированием, что особенно актуально для критически важных систем, таких как ядерные энергетические установки, где требования к надежности являются наиболее жесткими, а цена отказа особенно высока.

Об актуальности создания инструмента, прогнозирующего рост отложений твердых частиц на стенках трубопроводов, транспортирующих радиоактивные шламы и суспензии

Бикбаев А.Р., Стручалин П.Г.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *радиоактивные отходы, облученное топливо, переработка, отложения, система мониторинга.*

Переработка радиоактивных отходов (РАО) и облученного ядерного топлива (ОЯТ) становится все более актуальной задачей в условиях растущей потребности вывода из эксплуатации атомных электростанций, завершающих свой жизненный цикл, и создания замкнутого ядерного топливного цикла с новым поколением реакторов на быстрых нейтронах [1, 2]. В этой связи предприятия по переработке РАО и ОЯТ становятся одними из ключевых участников атомной отрасли, надежность работы которых оказывает влияние на стабильность всей отрасли в целом.

Процесс переработки РАО и ОЯТ сопряжен с транспортировкой между технологическими цехами и хранилищами перерабатывающего предприятия кубовых остатков, дезактивационных растворов, ионообменных смол и высокоактивных технологических растворов, которые представляют собой шламы и суспензии [3, 4]. Гидротранспорт таких сред всегда сопряжен с риском формирования отложений на стенках трубопровода и его блокировок [2, 5]. Радиоактивность твердой фазы, транспортируемой в потоке шлама, делает ее осаждение особенно опасным, формируя в технологическом оборудовании крупные очаги интенсивного излучения.

Проектирование трубопроводов предприятий по переработке РАО и ОЯТ подчиняется общим правилам, применяемым и в других отраслях, где есть необходимость транспортировки плотных суспензий и шламов: скорость потока не должна снижаться ниже критической, приводящей к выпадению осадка на дне трубы, а сама геометрия трубопровода должна быть оптимизирована с точки зрения минимизации или исключения застойных зон [2, 5]. К трубопроводам, транспортирующим *радиоактивные* шламы, дополнительно предъявляются требования [6] по ограничению их диаметра для исключения риска достижения локальной критичности транспортируемой среды и сохранению турбулентного режима течения, предотвращающего гравитационное осаждение твердых включений или формирования их плотного ползучего слоя по дну трубопровода. Однако, даже следование перечисленным правилам не позволяет полностью предупредить формирование отложений, поскольку радиоактивные шламы часто находятся на границе насыщения [3] и выпадающий осадок демонстрирует сильную тенденцию к слипанию из-за доминирующего Ван-дер-Ваальсового взаимодействия. В итоге, в ходе длительной эксплуатации трубопровода

в условиях переменных свойств транспортируемых сред и изменяющейся геометрии канала, сопряженной с изменением режима течения, первоначальные расчеты режима работы трубопровода, не лишенные ряда допущений и предположений о свойствах сред и структуре потока, все больше расходятся с его реальной структурой течения. Это, в конечном итоге, требует периодической промывки трубопровода дистанционными гидравлическими и пневматическими методами [7, 8]. Стоит отметить, что частая промывка ведет также к формированию дополнительного значимого объема радиоактивных отходов.

В настоящем докладе, помимо обсуждения самой проблемы зарастания трубопроводов в сфере переработки ядерных отходов, рассматривается целесообразность создания расчетного инструмента, позволяющего предсказывать скорость роста отложений и определять состояние трубопровода с течением времени. Борьба с отложениями и пробкообразованием в трубопроводах ведется и в других отраслях, но степень ее успешности определяется балансом между коммерческими рисками и технологическими потребностями. Наиболее известен опыт нефтегазовой отрасли, где блокировки трубопроводов ведут к колоссальным убыткам, а проектирование систем «с запасом» значительно снижает рентабельность добычи углеводородов. Вследствие этого отдельными компаниями используются собственные инструменты, которые позволяют довольно точно рассчитывать скорость роста отложений в реальном трубопроводе на основании данных о свойствах потока и предсказывать его будущее состояние (OLGA, РН-СИМТЕП).

К настоящему методы вычислительной гидродинамики хотя и могут использовать обобщенные модели многофазных турбулентных потоков, все же они требуют замыкающих соотношений, подходящих для конкретного типа потоков. Учитывая высокую концентрацию твердых частиц в шламах и суспензиях РАО, их эволюцию во времени по механическим, химическим и термодинамическим свойствам, а также исходную неопределенность химического состава [3], разработка таких соотношений пока не имеет большого успеха, не позволяя приблизиться к микромоделированию кинетики роста отложений. Однако, современные достижения в области машинного обучения в совокупности с эмпирическими подходами описания физико-химических процессов оставляют надежду на создание хоть сколько жизнеспособного инструмента для описания динамики роста отложений в трубопроводах с РАО и ОЯТ. Его созданию дополнительно способствует уже имеющийся опыт обращения с РАО, подкрепленные практическими рекомендациями.

Литература

1. Андрианов А.А., Воропаев А.И., Коровин Ю.А., Мурогов В.М. Ядерные технологии: история, состояние, перспективы: Учебное пособие. М: НИЯУ МИФИ, 2012. 180 с.
2. Retrieval of Fluidizable Radioactive Wastes from Storage Facilities. International Atomic Energy Agency. Vienna : IAEA, 2006. 144 c.
3. Peterson R.A., Buck E.C., Chun J. и др. Review of the Scientific Understanding of Radioactive Waste at the U.S. DOE Hanford Site // Environ. Sci. Technol. 2018. Т. 52. № 2. С. 381–396. DOI: https://doi.org/10.1021/acs.est.7b04077.
4. Андрюшин И.А. Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами. Саров: ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2010. 119 с.
5. Makogon T.I. Handbook of Multiphase Flow Assurance San Diego: Gulf Professional Publishing, 2019. 704 c.
6. НП-063-05. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла: федеральные нормы и правила. М: Ростехнадзор, 2005. 27 с.
7. Single-Shell Tank Waste Management Area C Pipeline Feasibility Evaluation. Richland, Washington : WRPS, 2010. 134 c.
8. Servin M.A., Garfield J.S., Golcar G.R. Feasibility Study of Pressure Pulsing Pipeline Unplugging Technologies for Hanford. Washington: WRPS, 2012. 209 c.

Топологический анализ устойчивости и феномен «иллюзии свободы» в сферическом токамаке «ГЛОБУС-М2» с применением ии-двойника

Машарипов И.М.[1], Кудратов В.Н.[2]

[1] *Научно-технический центр радиационной и ядерной безопасности при Комитете промышленной, радиационной и ядерной безопасности, Ташкент, Узбекистан*

[2] *Ташкентский филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Ташкент, Узбекистан*

Ключевые слова: *сферический токамак, цифровой двойник, МГД-равновесие, нейронные сети, радиационные повреждения, OpenMC, метод Монте-Карло*

Надежное удержание высокотемпературной плазмы в сферических токамаках, таких как «Глобус-М2», требует жесткого контроля магнитогидродинамических (МГД) неустойчивостей. Развитие тиринг-мод и перекрытие магнитных островов (в частности, моды m=2, n=1) на резонансных поверхностях приводят к эргодизации поля и срыву разряда. Для предотвращения срыва система управления должна реагировать за времена порядка нескольких миллисекунд. Кроме того, при проектировании гибридных систем и будущих реакторов критической задачей является оценка радиационного износа материалов первой. В данной работе разработан программный комплекс «Цифровой двойник», объединяющий сверхбыстрое прогнозирование МГД-равновесия плазмы и расчет нейтронно-физических характеристик методом Монте-Карло.

Основой для расчета МГД-равновесия послужило двумерное нелинейное уравнение Грэда — Шафранова:

$$\Delta^{*}\psi = -\mu_0 R^2 p'(\psi) - F(\psi)F'(\psi), \quad (1)$$

где ψ – функция полоидального магнитного потока; F – функция тороидального поля; p – давление плазмы; R – большой радиус тора.

Для генерации обучающей выборки использовалось линеаризованное аналитическое решение Соловьева. За счет применения векторизации матричных вычислений в среде Python были сгенерированы миллионы равновесных конфигураций в широком диапазоне параметров вытянутости (κ) и треугольности (δ). Время предсказания профиля магнитного потока и положения сепаратрисы обученной моделью составляет 7,4 мс, что удовлетворяет жестким требованиям предиктивного контроля в режиме реального времени для предотвращения срывов.

На втором этапе реализован расчет радиационных повреждений первой стенки. Двумерное распределение давления плазмы из МГД-модели использовалось для расчета профиля генерации термоядерных нейтронов (14,1 МэВ) путем 3D-вокселизации источника. Перенос частиц моделировался в программном комплексе OpenMC в параллельной вычислительной среде (MPI/OpenMP) с использованием ядерных данных ENDF/B-VII.1. Расчет количества смещений на атом (DPA) проводился в квазиклассическом приближении с использованием стандарта NRT:

$$\nu_{NRT} = \frac{0{,}8 \cdot E_{damage}}{2E_d}, \quad (2)$$

где E_{damage} – нормированная энергия радиационного повреждения; E_d – пороговая энергия смещения атома (для компонентов стали принята равной 40 эВ).

Таблица 1 – Основные расчетные характеристики Цифрового двойника

Параметр	Значение
Время отклика ИИ-предиктора	7,4 мс
Максимальная скорость накопления повреждений	$1{,}2 * 10^{-3}$ DPA/год
Относительная статистическая погрешность (Монте-Карло)	< 1 %

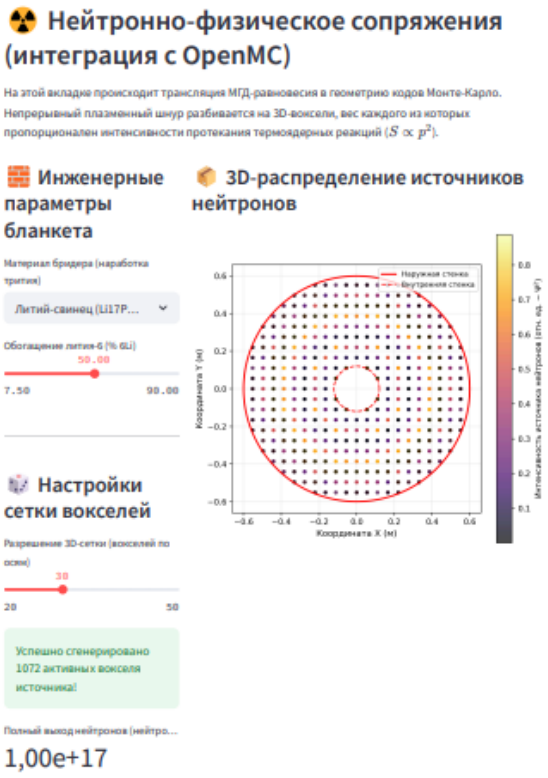


Рис. 1. Интерфейс результата трехмерной вокселизации плазменного шнура и анизотропное распределение плотности термоядерного источника нейтронов для сопряжения с кодом OpenMC

Результаты моделирования позволили верифицировать алгоритмы контроля плазмы в неоклассическом банановом режиме удержания с учетом бутстрэп-тока, а также подтвердить достаточную радиационную стойкость стали Eurofer-97 для применения в условиях спектра сферического токамака. При разработке архитектуры пользовательского интерфейса (UI) и написании boilerplate-кода Streamlit использовались инструменты генеративного ИИ. Разработанная архитектура может быть масштабирована на другие тороидальные установки.

Литература

1. Гусев В. К., Минаев В. Б. Сферический токамак Глобус-М2: новый этап исследований // Физика плазмы. 2019. Т. 45. № 6. С. 515–525.
2. Вессон Дж. Токамаки / пер. с англ. – М.: Физматлит, 2011. 672 с.
3. Соловьев Л. С., Шафранов В. Д. Вопросы теории плазмы. Вып. 5 / под ред. М. А. Леонтовича. М. : Атомиздат, 1967. С. 3–134.
4. Romano P. K., Forget B. R. The OpenMC Monte Carlo particle transport code // Annals of Nuclear Energy. 2013. Т. 51. С. 274–281.
5. OpenMC Documentation: Python API Reference [Электронный ресурс]. – 2024. – URL: https://docs.openmc.org/ (дата обращения: 12.08.2026).
6. Metropolis N., Ulam S. The Monte Carlo Method // Journal of the American Statistical Association. 1949. Т. 44. № 247. С. 335–341.
7. Python Language Reference, version 3.10 [Электронный ресурс] / Python Software Foundation. – URL: https://docs.python.org/3/ (дата обращения: 12.08.2026).

Оптимизация топливного цикла ВВЭР-1000 при международном лизинге ядерного топлива

Альассаф С.Х., Савандер В.И.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *ВВЭР-1000, ОЯТ, выгорание топлива, REMIX-топливо, удлинённая кампания, КИУМ*

Одним из перспективных направлений международного сотрудничества в атомной энергетике является поставка российского ядерного топлива для зарубежных АЭС с последующим возвратом отработавшего ядерного топлива в Россию для хранения, переработки и повторного использования делящихся материалов [3].

Для реакторов типа ВВЭР-1000 в настоящее время рассматривается переход к удлинённым топливным кампаниям продолжительностью до двух лет. Основной целью такого подхода является повышение коэффициента использования установленной мощности и сокращение количества перегрузочных операций.

Как показано в ранее выполненных исследованиях [1], увеличение длительности кампании приводит к снижению кратности перегрузок и уменьшению среднего выгорания выгружаемого топлива. В результате возрастает остаточное содержание U-235 в ОЯТ, то есть часть энергетического потенциала топлива остаётся недоиспользованной.

Для России, обладающей технологиями переработки ОЯТ, подобная ситуация может рассматриваться как преимущество. Повышенное содержание делящихся изотопов урана и плутония позволяет использовать регенерированный уран и энергетический плутоний при изготовлении REMIX-топлива, возвращая недоиспользованные материалы в ядерный топливный цикл [2, 4].

Однако для зарубежного заказчика основным критерием эффективности является максимальное использование энергетического потенциала закупаемого топлива. Это требует повышения выгорания выгружаемого топлива за счёт увеличения кратности перегрузок и сокращения длительности кампании.

Международный возврат ОЯТ для реакторов ВВЭР-1000 требует компромисса между интересами поставщика и заказчика топлива. В перспективе развитие технологий переработки ОЯТ, применение REMIX-топлива и совершенствование топливного цикла ВВЭР могут повысить эффективность международного обращения с ядерным топливом.

Литература

1. Савандер В.И., Альассаф С.Х. Анализ эффективности применения удлинённых кампаний на зарубежных АЭС с реакторами типа ВВЭР // Ядерная физика и инжиниринг. 2018. Т. 9. № 4. С. 1–4.

2. Переработка облученного топлива: новые требования и инновационные подходы // Атомная энергия 2.0 [Электронный ресурс]. URL: https://www.atomic-energy.ru/articles/2012/04/26/33029 (дата обращения: 17.06.2026).

3. International Nuclear Waste Disposal Concepts — World Nuclear Association [Электронный ресурс]. URL: https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-waste/international-nuclear-waste-disposal-concepts (дата обращения: 17.06.2026).

4. Переработка облученного топлива: новые требования и инновационные подходы // Атомная энергия 2.0 [Электронный ресурс]. URL: https://www.atomic-energy.ru/articles/2012/04/26/33029 (дата обращения: 17.06.2026).

Экономический барьер замкнутого ядерного топливного цикла: количественная оценка пороговой цены урана

Сачков Д.А.

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

Ключевые слова: *ЗЯТЦ, открытый топливный цикл, экономика ядерной энергетики, переработка ОЯТ, пороговая цена, анализ чувствительности*

Замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) рассматривается как стратегический путь решения ресурсных проблем атомной энергетики, поскольку предполагает переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) вместо прямого захоронения. Однако его широкое промышленное внедрение сдерживается высокой стоимостью радиохимической переработки облучённого ядерного топлива и изготовления регенерированного топлива. При текущих ценах на природный уран открытый цикл с прямым захоронением отработавшего топлива остаётся экономически более привлекательным [1,2]. В связи с этим актуальна количественная оценка условий, при которых топливные затраты двух стратегий выравниваются, то есть определение пороговой цены урана.

Для нахождения такой пороговой цены проведено сравнение топливной составляющей стоимости электроэнергии для открытого и замкнутого циклов. Рассматривалась только переменная часть себестоимости, связанная с топливом, без учёта капитальных и эксплуатационных затрат. Для открытого цикла учитывались цена урана, фиксированные расходы на обогащение и изготовление топлива (400 $/кг), стоимость захоронения (200 $/кг) при удельной выработке 45 МВт·ч/кг. Для замкнутого цикла добавлена стоимость переработки и МОКС-фабрикации (1000 $/кг), а выработка увеличена за счёт рецикла до 83,25 МВт·ч/кг. Расчёты выполнены для цен урана от 50 до 700 $/кг [3,4].

На основе этих данных и описанной методики были построены графики, иллюстрирующие зависимость топливных затрат от цены урана (рис. 1):

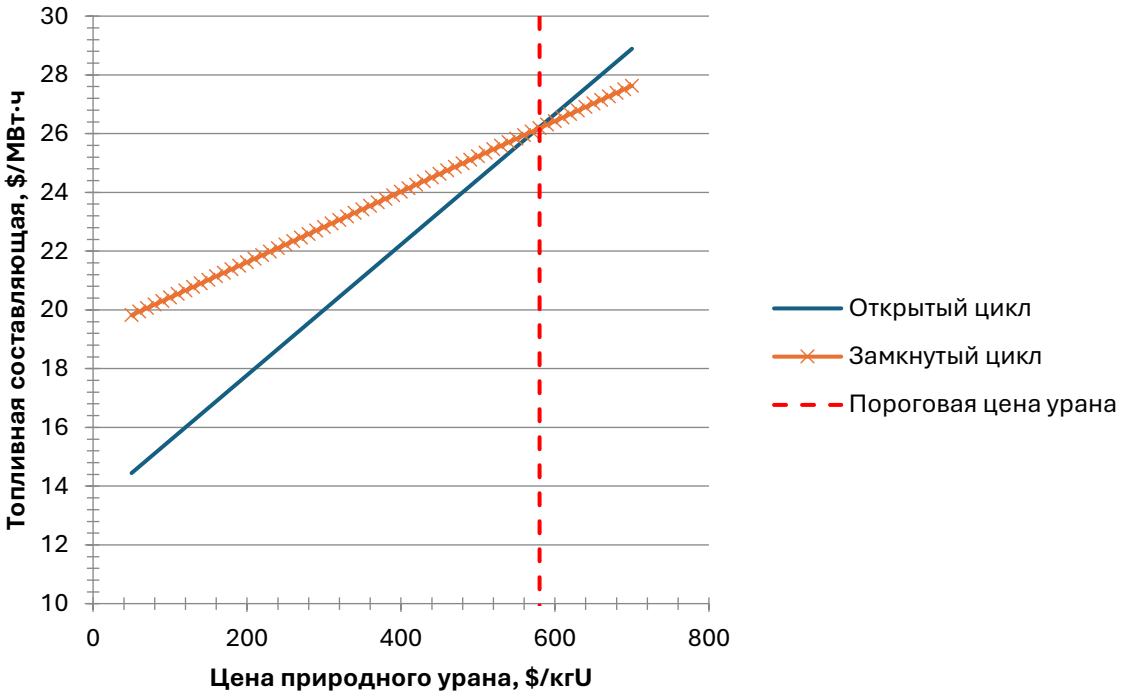


Рис. 1. График зависимости топливных затрат от цены урана

Графический анализ выявил, что обе зависимости имеют линейный характер, но наклон графика замкнутого цикла почти вдвое меньше (0,012 против 0,022). При низких значениях

цены урана замкнутый цикл проигрывает открытому. В крайней левой точке диапазона цен (50 $/кг) расчётная стоимость открытого цикла равна 14,4 $/МВт·ч, замкнутого – 19,8 $/МВт·ч, что формирует разрыв в 5,4 $/МВт·ч, или около 38 %. Основной причиной этого разрыва выступает постоянная компонента затрат на переработку, достигающая в пересчёте на 1 МВт·ч приблизительно 12 $/МВт·ч. С повышением цены урана относительный вклад этой надбавки снижается, и разница монотонно сокращается.

Пересечение кривых, отвечающее условию экономического паритета, зафиксировано на уровне 576 $/кг (рис. 1). Это и есть пороговая цена урана, то есть при такой цене дополнительная выручка от рециклирования полностью окупает расходы на переработку и МОКС-фабрикацию. При дальнейшем росте цен замкнутый цикл начинает приносить чистую экономию, а именно при 700 $/кг его преимущество составляет примерно 1,26 $/МВт·ч.

Анализ чувствительности выявил параметры, в наибольшей степени влияющие на положение точки безубыточности. Данные параметры представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Зависимость пороговой цены урана от параметров

Сценарий	Порог, $/кг
Базовый	576
Снижение стоимости переработки до 600 $/кг	106
Увеличение добавочной энергии рецикла до 70 МВт·ч/кг	43
Рост стоимости захоронения до 500 $/кг	276

Удешевление переработки на 40 % снижает пороговую цену до 106 $/кг, а увеличение эффективности быстрых реакторов до 115 МВт·ч/кг (прирост 70 МВт·ч/кг) даёт порог всего 43 $/кг, при котором замкнутый цикл выгоден практически при любых ценах на уран. Повышение стоимости захоронения до 500 $/кг увеличивает порог до 276 $/кг.

Таким образом, ключевыми рычагами повышения экономичности ЗЯТЦ являются улучшение переработки и развитие реакторов-размножителей.

Результаты исследования показывают, что при текущем уровне технологий открытый цикл сохраняет экономическое преимущество, однако развитие технологий способно изменить баланс в пользу замкнутого цикла. Снижение стоимости переработки и увеличение энерговыхода от рецикла могут опустить порог безубыточности до уровня, при котором ЗЯТЦ становится предпочтительным даже при низких ценах на уран. Инвестиции в эти направления способны превратить замкнутый цикл в экономически оптимальную стратегию.

Литература

1. Аврорин Е.Н., Адамов Е.О., Алексахин Р.М., Джалавян А.В., и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе в XXI веке. – М.: ОАО «НИКИЭТ», 2012. 62 с.
2. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др. О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года // Атомная энергия. 2011. Т. 111. № 4. С. 183-196.
3. International Atomic Energy Agency. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. Vienna: IAEA, 2018. 120 c.
4. Poinssot C., Bourg S., Ouvrier N. Assessment of the environmental footprint of nuclear energy systems. Comparison between closed and open fuel cycles // Energy. 2014. Т. 69. С. 199-211.

Роль пульсирующих импульсных реакторов в проведении экспериментальных исследований

Черешков Д.Г., Тихомиров Г.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *пульсирующий импульсный реактор, реактор на быстрых нейтронах, ИБР, физика конденсированных сред, подвижные отражатели*

История развития атомной энергетики тесно связана с прогрессом в ядерной физике, материаловедении и других смежных науках. Достижения в этих областях были бы невозможны без разработки новых материалов и испытаний критически важных элементов. В этом контексте исследовательские реакторы всегда играли ключевую роль, оставаясь основным инструментом для получения научной информации и практического опыта [1].

Первый пульсирующий импульсный реактор назывался ИБР. У него основная подвижная часть представляла собой вкладыш из урана, который проходил между двумя неподвижными частями активной зоны. При сближении подвижного уранового вкладыша с неподвижным ураном происходил импульс мощности [2]. Основные исследования на реакторе проводились в области физики конденсированных сред. Примечательно, что последним экспериментом на этом реакторе был знаменитый опыт по первому наблюдению ультрахолодных нейтронов, осуществленный в режиме редких импульсов.

Импульсные реакторы, в отличие от стационарных, действуют короткое время, но на большой мощности. Поэтому импульсные ядерные реакторы стали использовать для имитации аварийного процесса на обычных энергетических установках и изучения поведения твэлов в различных режимах [3]. Успехи в изучении конденсированных сред на реакторах ИБР и ИБР-30 привели к началу разработки более мощного реактора для получения возможности более подробных и глубоких исследований. Конструкция активной зоны ИБР-2 определялась в первую очередь требованиями получения высоких нейтронных потоков порядка 10^{16} $см^{-2}.с^{-1}$ в импульсе при малой длительности импульсов [4]. ИБР-2 предназначен для использования в качестве источника нейтронов для пучковых исследований в области физики конденсированных сред, биологии, химии, материаловедения.

Высокая плотность потока нейтронов позволяет изучать белковые молекулы и органические кристаллы, фазовые переходы в экстремально высоких магнитных полях, изучение кинетики быстропротекающих процессов и т.д. Таким образом, научные исследования на ИБР-2 уже перешли границы физики твердого тела и методы нейтронной спектроскопии и стали применяться для целей биологии, медицины и других наук. Для продолжения проведения данных работ требуется создание новой более мощной установки для производства нейтронов.

Литература

1. Аксёнов В. Л. Импульсные быстрые реакторы: к 70-летию ОИЯИ // Препринт Р3-2026-2. Дубна: ОИЯИ, 2026.
2. Шабалин Е. П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976. 248 с.
3. Лукин А. В. Физика импульсных ядерных реакторов. Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2006. 527 с.
4. Аксёнов В. Л. Пульсирующий ядерный реактор ИБР-2М // В кн.: «Пульсирующий ядерный реактор ИБР-2М», 2011.

INIS МАГАТЭ как инструмент открытой науки и управления ядерными знаниями: возможности для ядерного образования и научных исследований в России

Волков Ю.Н.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Ключевые слова: *INIS, МАГАТЭ, открытая наука, открытый доступ, управление ядерными знаниями, ядерное образование, научная информация*

В работе проведён анализ Международной системы ядерной информации (INIS) Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) с точки зрения её использования в качестве инструмента открытой науки, научной коммуникации и управления ядерными знаниями. Особое внимание уделено информационному представлению российских исследований в области ядерных реакторов и реакторной физики.

Развитие открытой науки формирует новые требования к доступности, сохранению и повторному использованию результатов исследований. Для ядерной отрасли эта задача имеет особое значение вследствие длительных жизненных циклов ядерных установок, высокой роли накопленного научно-технического опыта и необходимости его передачи между поколениями специалистов. INIS МАГАТЭ является специализированной международной информационной инфраструктурой, обеспечивающей сбор, систематизацию, поиск и распространение научно-технической информации в области мирного использования ядерной энергии.

INIS функционирует с 1969 г. и объединяет миллионы библиографических записей и значительный массив полнотекстовых материалов. Важной особенностью системы является представление так называемой «серой литературы» — научно-технических отчётов, диссертаций, материалов конференций и других документов, которые не всегда представлены в традиционных научных базах данных. Для ядерной науки такие источники имеют существенное значение, поскольку позволяют сохранять и использовать результаты исследований, накопленные в течение длительного периода.

С точки зрения открытой науки INIS выполняет несколько взаимосвязанных функций: повышает обнаруживаемость научных результатов, способствует сохранению научного наследия, обеспечивает международный обмен ядерными знаниями и предоставляет исследователям доступ к специализированной научно-технической информации. Тем самым INIS может рассматриваться как один из элементов инфраструктуры открытой науки, дополняющий институциональные репозитории и другие информационные ресурсы.

Особое значение система имеет для ядерного образования и подготовки молодых специалистов. Использование INIS студентами, аспирантами и молодыми исследователями позволяет развивать навыки информационного поиска, работы с первичными источниками и формирования научной библиографии. Для исследований в области физики реакторов и смежных направлений специализированный международный массив INIS предоставляет возможность учитывать результаты исследований различных организаций и исторических периодов, включая материалы, которые сложно обнаружить через универсальные библиографические системы.

Таким образом, INIS МАГАТЭ может рассматриваться как инструмент, объединяющий задачи открытой науки, научной коммуникации, ядерного образования и управления знаниями. Его использование в российских организациях способно способствовать повышению доступности и обнаруживаемости результатов исследований, сохранению научно-технического наследия и формированию у молодых исследователей культуры ответственного управления научной информацией.