



НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ
КОНФЕРЕНЦИЯ**

**ТЕЗИСЫ
ДОКЛАДОВ**

28 – 31 мая 2024 г.



РОСАТОМ



НАУКА
И ИННОВАЦИИ
РОСАТОМ



ФЭИ
РОСАТОМ

Обнинск, 2024

АО «Государственный научный центр Российской Федерации —
Физико–энергетический институт имени А. И. Лейпунского»

Научно–техническая конференция

**НЕЙТРОННО–ФИЗИЧЕСКИЕ
ПРОБЛЕМЫ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

28–31 мая 2024 года

Тезисы докладов

Обнинск — 2024

УДК 621.039.51

Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: Сборник тезисов докладов научно-технической конференции / 28—31 мая 2024 г., Обнинск, АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». — Обнинск: ГНЦ РФ — ФЭИ, 2024. — 142 с.

Сборник тезисов докладов конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-24)», приуроченной к 70-летию пуска Первой в мире АЭС, включает материалы, отражающие решение наиболее актуальных научных и технических задач нейтронно-физических расчетов и реакторных экспериментов в области ЯЭУ. В ходе конференции традиционно обсуждаются современные научные проблемы нейтронной физики и безопасности ядерных реакторов, включая стратегические вопросы развития атомной энергетики и топливного цикла, а также нетрадиционные применения реакторных технологий.

Поступившие материалы публикуются в авторской редакции.

ДВУХКОМПОНЕНТНАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА, ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

Физико-технические основы развития ядерной энергетической системы России

Г. Н. Кодочигов, Н. Г. Кодочигов, Е. В. Марова, И. В. Маров,
А. М. Маслов, В. В. Петрунин, С. Ф. Шепелев

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: парниковые газы, ядерная энергетическая система, замыкание ядерного топливного цикла, водо-водяные реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах, ВВЭР, БН, ВТГР, ИЯУ МБИР

В соответствии с поручениями Президента и Правительства Российской Федерации при реализации стратегии долгосрочного развития России с низким выбросом парниковых газов доля электроэнергии, вырабатываемой на атомных электрических станциях (АЭС), к 2045 г. должна быть увеличена до 25 %.

При этом создается ядерная энергетическая система (ЯЭС) нового поколения, в рамках которой должно быть обеспечено её устойчивое развитие путем эффективного замещения выбывающих мощностей электрогенерации энергоблоками с реакторами типа ВВЭР и экономически конкурентоспособными реакторами на быстрых нейтронах. Структура формируемой ЯЭС должна обеспечить решение задач эффективного использования природного ядерного топлива, замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ) с решением отложенных проблем современной ядерной энергетики, повышения уровня безопасности на всех стадиях жизненного цикла объектов ЯЭС, обеспечения гарантий нераспространения и стимулирование развития международного бизнеса.

В основе создания эффективной ЯЭС и её устойчивого развития лежит формирование структуры, обеспечивающей сбалансированное сочетание базовых (ВВЭР-1000), ключевых (ВВЭР-ТОИ), прогрессирующих (БН) и новых (ВВЭР-С, ВВЭР-СКД) технологий. Перспективы совершенствования ЯЭС основываются на эффективном использовании физических особенностей рассматриваемых реакторных систем и организации их взаимодействия в рамках единой структуры ЯЭС. При этом развитие проектов инновационных реакторных установок, таких как ВТГР, позволит рассматривать возможность использования ядерных технологий в области неэлектрического применения.

Важным аспектом успешного развития ЯЭС является совершенствование и эффективное использование экспериментальной базы. В частности, планируется, что создание ИЯУ МБИР (исследовательского реактора нового поколения) не только обеспечит расширение перечня задач, рассматриваемых при отработке новых технических решений и обосновании материалов для разрабатываемых реакторных технологий, но и повысит потенциал расширения международного сотрудничества в сфере мирного применения ядерной энергии.

Оценка перспектив создания сетевой структуры ядерной энергетической системы с реакторами малой мощности

В. И. Усанов, Е. С. Хныкина, Е. М. Львова

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ядерная энергетическая система, сетевая структура, финансово связанный кластер, реакторы малой мощности

В настоящее время в мире и в России проводятся широкие исследования по развитию реакторов малой мощности и по разработке стратегии их развертывания как составляющей перспективной ядерной энергетической системы. Интерес к реакторам этого типа определяется возможностями повышения безопасности за счет реализации присущих им свойств; ожидаемой гибкостью развертывания (этапность сооружения, заводское изготовление, масштабируемость, модульность, возможности размещения и доставки); построения гибридных систем с возобновляемыми энергоисточниками и рядом других привлекательных для пользователей свойств. Однако при очевидных достоинствах реакторов малой мощности их массового внедрения в ядерную энергетику не происходит. По мнению авторов, масштабному развертыванию этих реакторов может способствовать не только улучшение их конструкции, но и соответствующие их особенностям формы организации производственной системы.

Один из вариантов такой организации рассматривается в докладе. Он состоит в объединении нескольких ядерных энергоблоков в финансово связанный кластер — структуру с централизованным руководством и управлением по типу энергетической компании «Концерн Росэнергоатом», но с некоторыми особенностями, определяемыми спецификой реакторов малой мощности и запросом на их применение. Критически важными условиями жизнеспособности финансово связанного кластера являются:

- соответствие целям государственной и корпоративной политики и поддержка населения;
- техническая готовность реакторов малой мощности с коротким временем сооружения и приемлемыми экономическими показателями;

- партнерство с государственными и негосударственными организациями, с бизнесом и финансовыми структурами (банками, инвестиционными фондами и т.д.), частным капиталом и населением;
- рассредоточенное (сеть) или локализованное (АЭС) размещение реакторов;
- приемлемость невысоких темпов развития ядерной энергетики для некоторых регионов или стран;
- заинтересованность и готовность промышленности к массовому изготовлению реакторов малой мощности.

Возможности разработанного подхода продемонстрированы на примере одной из наиболее сложных задач, с которой сталкиваются сейчас малые реакторы, — повышения экономической конкурентоспособности. Оценки экономических показателей кластера, состоящего из четырех энергоблоков мощностью 300 МВт(э), технико-экономические характеристики которых получены на основе анализа литературных данных, показывают, что интеграция блоков в единую финансовую систему позволяет реализовать своеобразный эффект масштаба, обеспечить экономически обоснованное получение займов кредитных организаций, снизить финансовую нагрузку на акционеров и рост их доходов. Все это вместе взятое может способствовать росту инвестиционной привлекательности проектов по сооружению ядерных энергетических систем с реакторами малой мощности.

Системный анализ вариантов ядерного производства водорода

В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев,

Л. П. Пупко, О. С. Гурская

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ядерно-энергетическая система, водород, природный уран, системный анализ, двухкомпонентная система, быстрый реактор, отработавшее ядерное топливо

Мировому тренду на декарбонизацию и углеродную нейтральность в энергоснабжении промышленности, транспорта и коммунального хозяйства можно содействовать с помощью развития водородной энергетики. При этом атомно-водородная энергетика способна обеспечить существенный вклад в крупнотоннажное производство водорода с замещением органического топлива высокотемпературным теплом ВТГР и/или электролизерами, что позволит сократить расход метана по сравнению с традиционными процессами и избежать выбросов в атмосферу продуктов от его сжигания. В России выполняется ряд НИОКР в обоснование атомных энерготехнологических станций (АЭТС) с реактором и химикотехнологической частью (ХТЧ) для производства товарного водорода, частью которых является системный анализ, который составляет предмет настоящего исследования.

Рассмотрены основные технологические решения при производстве, хранении и транспортировке водорода. Показано, что естественным ограничителем для наработки водорода методом паровой конверсии метана с использованием реактора ВТГР служат российские ресурсы природного урана. Рассмотрен ряд мероприятий для преодоления ресурсного барьера, в частности, экономия природного урана за счет использования плутония. Другой технологией производства водорода является электролиз воды. Однако при использовании ископаемого топлива энергоэффективность процесса оказывается чрезвычайно низка. Электролиз может считаться эффективным при использовании возобновляемого источника энергии или ядерного источника с $K_B > 1$, т. е. когда запас первичной энергии можно считать практически бесконечным.

Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях

А. Ю. Хомяков

АО «ТВЭЛ», Москва

Ключевые слова: долгоживущие радиоактивные отходы, отработавшее ядерное топливо, минорные актиниды, трансмутация минорных актинидов, реакторы-выжигатели, быстрый натриевый реактор, нуклидная кинетика, уран-плутониевое топливо, SCALE-6.2.4

Радиоэкологическая опасность долгоживущих радиоактивных отходов (РАО), образующихся после переработки отработавшего ядерного топлива, в значительной степени может определяться минорными актинидами (МА), т. е. нуклидами Np , Am и Cm . Трансмутация МА с использованием специализированных реакторов-выжигателей рассматривается в качестве одной из мер снижения опасности РАО, возвращаемых в окружающую среду для окончательной изоляции.

Альтернативным решением является использование для выжигания МА энергетических реакторов атомных электростанций, в первую очередь на быстрых нейтронах, перспектива масштабного внедрения которых в настоящее время весьма высока. Во многих исследованиях используются различные числовые критерии эффективности мер по выжиганию МА, например снижение массовых характеристик или активности РАО, тепловыделения или потенциальной биологической опасности.

Расчетные исследования нуклидной кинетики уран-плутониевого топлива быстрого натриевого реактора большой мощности 1200 МВт с использованием комплекса SCALE-6.2.4 предсказывают накопление МА в относительно небольших концентрациях порядка 0,1 и 0,4 % для Np и Am соответственно. Однако за время полного жизненного цикла реактора общее накопление этих нуклидов составит более 1,5 т. Теоретическая эффективность утилизации МА существенно зависит от критерия и времени выдержки и может составить от 10 до 100 раз по

критериям тепловыделения и ПБО, в то время как активность РАО может определяться осколками деления и изотопом ^{14}C и слабо зависит от обращения с МА.

Расчеты многократного повторного рецикла показывают возможность работы быстрого реактора в режиме трансмутатора собственных МА с расчетной эффективностью от 8 до 80 раз, с учетом утилизации продуктов распада изотопов См. В результате расчетного анализа определено, что эффективность трансмутации МА при этом ограничена принятой величиной очистки РАО от изотопов плутония. При увеличении степени очистки РАО от Pu до 0,01 % потенциальная биологическая опасность РАО будет определяться МА, и эффективность их трансмутации составит не менее 80 раз.

Быстрый энергетический реактор, помимо сжигания собственных МА, может утилизировать и накопленные в отработавшем топливе тепловых реакторов запасы плутония и МА. Моделирование многократного рецикла плутония, непутия и америция, выделенных из ОЯТ реакторов ВВЭР, показало возможности утилизации от 20 до 100 кг Am в среднем в год на один реактор мощностью 1200 МВт.

Масштаб практической утилизации МА определяется технологическими возможностями введения МА в состав топлива быстрого реактора, а также возможностями логистики топлива с МА. Моделирование свойств отработавшего топлива показало рост величины остаточного тепловыделения стандартной ТВС с увеличением концентрации Am в топливе из-за образования изотопа ^{242}Cm . Это может либо ограничивать допустимую долю Am в топливе, либо требовать большей выдержки ОЯТ до выгрузки и переработки.

Исследование эффективности гетерогенного выжигания минорных актинидов в отражателе быстрого реактора

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

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: минорные актиниды, выжигание, быстрые реакторы, бенчмарк БН-600, боросиликатное стекло

С целью исследования эффективности гетерогенного выжигания минорных актинидов в быстрых реакторах были выполнены расчеты с загрузкой минорных актинидов в отражатель реактора БН-600.

В качестве расчетной модели выбран бенчмарк реактора БН-600 с МОКС-топливом (МАГАТЭ). Было рассмотрено 2 варианта геометрии сборок с актинидами: без замедлителя и с замедлителем в двух периферийных рядах твэлов. В качестве замедлителя выбраны 2 материала: гидрид циркония (ZrH) и обедненный карбид бора (B_4C) с содержанием В-10 0,01 %. В сборки по отдельности загружались AmO_2 и NpO_2 плотностью 4,6 г/см³. Сборки располагались либо в 1-м, либо во 2-м ряду отражателя.

Матрица рассмотренных вариантов представлена в таблице.

Матрица рассмотренных вариантов

Загрузка актинидов	Расположение в реакторе	Замедлитель
AmO ₂	В 1-м ряду отражателя	B4C
		ZrH
		Без замедлителя
	Во 2-м ряду отражателя	B4C
		ZrH
		Без замедлителя
NpO ₂	В 1-м ряду отражателя	B4C
		ZrH
		Без замедлителя
	Во 2-м ряду отражателя	B4C
		ZrH
		Без замедлителя

Расчет выгорания проводился с использованием программного средства Serpent в течение четырех микрокампаний. Длительность одной микрокампании 165 суток, длительность перегрузок — 30 суток. Общая длительность — 750 суток.

В результате данной работы рассмотрена эффективность выжигания минорных актинидов в зависимости от наличия или отсутствия замедлителя в сборке, от расположения сборок в отражателе. Оценено изменение активности рассмотренных сборок с минорными актинидами в процессе выжигания, а также с помощью программы SCALE выполнен расчет объемов боросиликатного стекла для исходной загрузки минорных актинидов и для выгоревших составов.

Выполнены расчеты тепловыделения в реперной ТВС, расположенной на границе активной зоны и отражателя, оценено влияние расположения сборок с минорными актинидами в отражателе на тепловыделение в ТВС на границе активной зоны в сравнении с расчетами для исходного варианта без загрузки минорных актинидов.

Выжигание малых актинидов в водо-водяных реакторах с использованием РЕМИКС-топлива

Г. В. Карпович, И. В. Шишин, А.В. Сидоров, А.Д. Джаландинов

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: малые актиниды, ядерное топливо, РЕМИКС-топливо, выгорание, реактор ВВЭР, метод Монте-Карло

Возможность использования реакторов ВВЭР для выжигания малых актинидов (МА) редко освещается в научной литературе, несмотря на то, что технология легководных реакторов давно освоена и подготовить реактор-выжигатель МА на базе ВВЭР технически проще, нежели на базе опытно-промышленной технологии БН или находящихся на различных стадиях НИОКР реакторах БРЕСТ и ЖСР.

В ранее опубликованной работе был исследован топливный цикл для реакторов ВВЭР: малые актиниды, полученные при работе реактора, извлекались из ОЯТ и добавлялись в свежее топливо для того же реактора. Выяснилось, что при реализации данного цикла можно добиться 8-кратного сокращения количества нарабатываемых в реакторе ВВЭР малых актинидов без потери энерговыработки блока АЭС.

Используя идею замыкания топливного цикла по малым актинидам, была проверена возможность работы реактора ВВЭР с расширенным вариантом РЕМИКС-топлива: выгружаемое ОЯТ из реактора ВВЭР-1200 направляется на переработку, где происходит удаление продуктов деления, вся фракция актинидов (от U до Cm) используется в составе нового топлива, к которому добавляется небольшое количество высокообогащенного урана. Добавка урана рассчитывается таким образом, чтобы длительность кампании реактора оставалось неизменной (тем самым сохраняется энерговыработка в том же объеме, что и в случае использования стандартного уран-оксидного топлива).

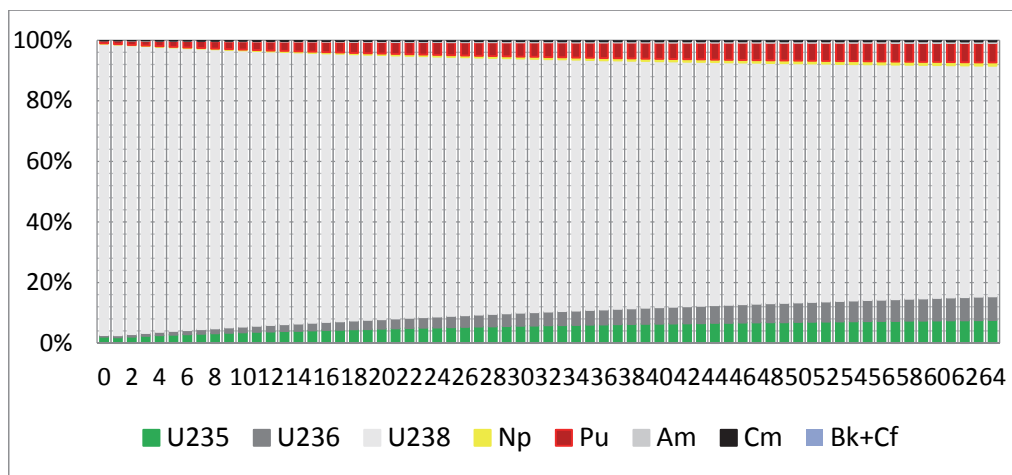


Рис. 1. Зависимость усредненного по всему реактору состава топлива в конце кампании от ее номера

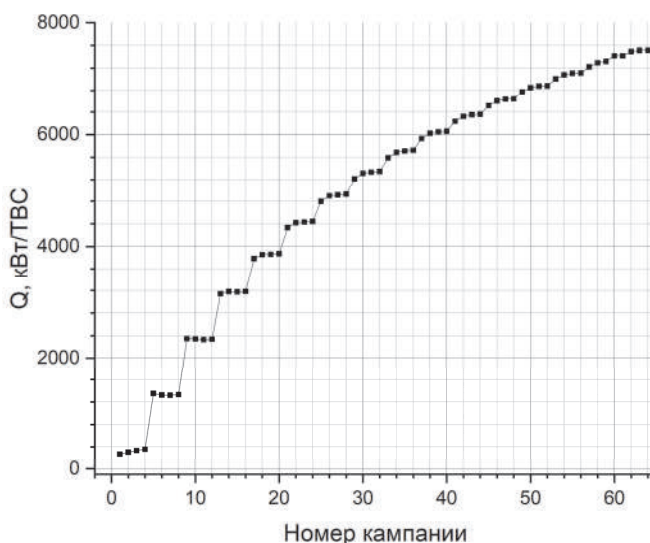


Рис. 2. Зависимость тепловыделения свежего топлива от номера кампании

Проведенные расчеты позволили сделать ряд существенных выводов:

- по мере роста количества перегрузок концентрации всех изотопов актинидов постепенно выходят на равновесие, за исключением ^{236}U , накопление которого происходит практически линейно;
- имеется возможность сохранить параметры энергоснабжения блока АЭС с ВВЭР-1200 при отказе от фракционирования актинидов при переработке ОЯТ;
- вовлечение Np , Am , Cm позволяет снизить расход природного урана до 135 т/(ГВт·год(э));
- постепенный перевод реактора ВВЭР-1200 на РЕМИКС без фракционирования актинидов приводит к перерасходу ЕРР на производство подпитки из высокообогащенного урана, необходимо формировать загрузку с начальным количеством плутония и малых актинидов, взятых со складов делящихся материалов.

Основные положения концепции реакторной установки с быстрым реактором повышенной безопасности

В. В. Семишин

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва

О. Ю. Кавун

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: реакторная установка, САПФИР, Десна, газоохлаждаемый ядерный реактор

В работе рассматривается концепция газоохлаждаемой реакторной установки с турбиной на закритических параметрах К-800-240. Особенности концепции является давление теплоносителя в первом контуре, близкое к атмосферному и низкое объемное энерговыделение топлива в активной зоне. В качестве теплоносителя первого контура рассматривается углекислый газ. Применение CO_2 позволяет добиться приемлемых мощностей на прокачку теплоносителя (~ 50 МВт). Снижение давления теплоносителя в первом контуре позволяет отказаться от сосудов высокого давления и позволяет снизить последствия разгерметизации первого контура. Низкое ($5\text{—}10$ МВт/м³) объемное энерговыделение позволяет осуществлять теплоотвод от активной зоны в случае разгерметизации первого контура в пассивном режиме.

Для расчетной оценки безопасности исследуемой установки разработана компьютерная модель энергоблока и рассмотрены переходные режимы, связанные с полной потерей электроснабжения с переходом на пассивный отвод тепла. Рассмотрены ситуации с отводом тепла углекислым газом и атмосферным воздухом при разгерметизации контура. Расчеты проводились по ПС Десна — нейтронно-физические расчеты, ТРР — теплогидравлические расчеты, МВТУ — автоматика и управление моделью. Выполненные расчеты показали возможность теплоотвода даже в случае охлаждения активной зоны атмосферным воздухом.

Для оценки возможности использования рассматриваемого реактора в замкнутом ядерном топливном цикле проведены нейтронно-физические расчеты топливных загрузок с различными видами топлива на основе природного урана и на основе плутония, выделенного из отработавшего топлива реакторов на тепловых нейтронах, для вовлечения в топливный цикл накопленных запасов плутония реакторного качества. Нейтронно-физические расчеты проводились по программе Десна с 8-групповой библиотекой нейтронно-физических сечений, подготовленной по ПС Сапфир-РФ. Рассмотренные топливные загрузки позволяют достичь большой длительности топливной кампании: около 10000 эфф. суток для загрузок на основе обогащенного урана и РЕМИКС-топлива и около 7000 эфф. суток для загрузок с применением отвального урана и плутония реакторного качества.

Некоторые особенности ADS и предложение по исследовательскому стенду на основе линейного ускорителя ИЯИ РАН

В. В. Семишин, С. Ф. Сидоркин, Э. А. Коптелов, Л. В. Кравчук, А. В. Фещенко
ФГБУН ИЯИ РАН, Москва, Троицк

А. Д. Рогов
ОИЯИ, Дубна

Ключевые слова: ADS, подкритический стенд, ускоритель, мишени протонных ускорителей, трансмутация минорных актиноидов

В докладе обсуждаются: возможное место ADS в системе ядерной энергетики, отличия и некоторые особенности ADS в сравнении с быстрыми реакторами и гибридными термоядерными установками при трансмутации минорных актиноидов (МА) и производстве основных делящихся материалов для ядерных реакторов (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U), особенности различных типов нейтронных мишеней и оптимальная энергия протонов, возможные организационно-технические мероприятия, позволяющие обойти основной недостаток ADS — высокие затраты электроэнергии на собственные нужды. Приводятся оценка порогового коэффициента умножения ADS, выше которого ADS становится рентабельной с точки зрения производства энергии, и условия трансмутации годовой наработки минорных актиноидов (Am и Cm) одним блоком реактора ВВЭР-1000 с пролонгацией результатов на несколько блоков. Рассматриваются возможные мероприятия по снижению требований к ускорителю и мощности пучка протонов, специфика активной зоны.

Суммируются результаты дискуссий последних лет об исследовательском ADS-стенде ИЯИ РАН на основе действующего сильноточного ускорителя и созданной инфраструктуры экспериментального комплекса. Излагаются основные цели и задачи стенда, ограничения, накладываемые существующей инфраструктурой ускорителя и экспериментального корпуса, и вытекающие из этого компоновочные решения и требования к конструкции стенда. Обсуждаются физические и конструктивные особенности исследовательского ADS-стенда с точки зрения обеспечения безопасности на всех этапах эксплуатации (сборка, останов, перегрузка, сборка новых конфигураций бланкета и т. д.) применительно к существующей инфраструктуре ИЯИ РАН. Рассматриваются возможные составы и геометрические конфигурации бланкета, вольфрамовой и урановой мишеней, обеспечивающее максимальный выход нейтронов и сравнительно длительный срок работы. Приводятся результаты первичных конструкторских проработок и физических расчетов

Концепция ядерного реактора на промежуточных нейтронах с возможностью саморегулирования

Н. А. Мокшанов

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: саморегулирующийся ядерный реактор, свинцово-висмутовый теплоноситель, реактор на промежуточных нейтронах

Основная проблема современной ядерной энергетики — высокая стоимость сооружения энергоблока. Значительную часть в стоимости составляют дополнительные дублирующие системы безопасности, которые должны стабилизировать реактор в случае отказа основных регулирующих систем или в случае аварий.

Саморегулирующийся ядерный реактор тепловой мощностью порядка сотен МВт с внутренне присущей безопасностью — сильный аргумент в пользу атомной энергетики. Существование подобного реактора — залог коммерческого успеха любой кампании, которая сможет овладеть подобной технологией, ведь стоимость подобного реактора будет существенно ниже существующих.

Предлагается концепция ядерного реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем, который работает в режиме саморегулирования мощности. Саморегулирование обеспечивается за счёт эффекта реактивности от изменения концентрации делящегося нуклида при изменении внутренней энергии или температуры материала топлива.

При охлаждении некоторых сплавов металлов с плутонием будет наблюдаться неконгруэнтное отвердевание, т. е. из однородного сплава будет выпадать осадок, концентрация плутония в котором будет отличаться от концентрации в жидком состоянии (расплаве). При этом также будет меняться концентрация плутония и в оставшейся жидкой фазе. Далее в зависимости от отношения плотностей жидкой и твёрдой фазы осадок будет либо всплывать, либо концентрироваться в нижней части твэла.

При этом будет наблюдаться эффект реактивности от изменения концентрации делящегося материала по объёму твэла, что доказано расчётным путём. Наблюдается следующее: при увеличении концентрации плутония в некотором объёме твэла увеличивается макроскопическое сечение деления и уменьшается утечка нейтронов, что приводит к положительному эффекту реактивности. При этом изменение средней плотности и, соответственно, объёма топливного столба предполагается незначительным.

Таким образом, эффект реактивности от изменения концентрации делящегося нуклида позволяет создать условия саморегулирования активной зоны и исключить начальный запас реактивности на выгорание, что является основным преимуществом ядерного реактора подобного типа над всеми существующими.

Были проведены расчёты НФХ и выгорания для различных вариантов а. з. с топливом Pu-Cu. Теплоносителем была выбрана эвтектика Pb-Bi, чтобы исключить положительный пустотный эффект реактивности. Также был проведён качественный расчёт кинетики гетерогенных превращений в материале расплава Pu-Cu.

Расчёты показали, что:

- эффект реактивности от расслоения расплава при охлаждении с 800 до 700 °С составляет десятки β ;

- ввод в состав активной зоны обеднённого урана позволил реализовать возможность воспроизводства топлива, что уменьшает скорость падения k_{eff} в несколько раз;

- свинцовый пустотный и температурный эффекты реактивности отрицательны;

- время работы без перегрузок ограничивается величиной скорости набора СНА и составляет около 5 лет при тепловой мощности порядка сотен МВт;

- скорость гетерогенных превращений в расплаве Pu-Si достаточна для компенсации снижения реактивности при выгорании топлива.

Таким образом, результаты расчётов показывают возможность существования саморегулирующегося ядерного реактора с внутренне присущей безопасностью.

АНАЛИЗ ИНТЕГРАЛЬНЫХ И РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ, БАЗЫ ДАННЫХ, БЕНЧМАРК-МОДЕЛИ

Разработка программы экспериментов на стенде БФС-1 для экспериментального исследования нейтронно-физических особенностей реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом

Р. А. Внуков, Д. С. Кузенкова, В. С. Лапин, В. Е. Каширина, Я. А. Котов,
А. Ю. Курченков, Н. В. Мильто, В. А. Невиница, В. В. Колесов, В. Ю. Бландинский,
Е. А. Бобров, П. А. Фомиченко, А. М. Осипов, С. В. Цыганов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Г. М. Михайлов, Р. А. Шагинян, А. М. Жуков, Л. В. Коробейникова, А. В. Гулевич,
В. А. Елисеев, **В. Ю. Стогов**, С. М. Бедняков, В. В. Изотов, В. В. Прищепа

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

А. Ф. Радостин, Е. В. Пидопригора

АО «ТВЭЛ», Москва

Ключевые слова: водо-водяной реактор, критический стенд, ВВЭР-С, ВВЭР-СКД, БФС, энергетический спектр нейтронов, гетерогенная структура, драйвер, твэльская вставка, спектральное регулирование

Необходимость экспериментального моделирования реактора ВВЭР-С на стенде БФС-1 АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» вызвана потребностями обоснования возможности работы со 100 % загрузкой МОКС-топливом. С учетом того, что система управления реактора предполагает использование нового физического принципа: возможности воздействовать на реактивность реактора путем изменения водо-топливного отношения и, соответственно, изменением спектра реактора. Эти особенности требуют полноценного экспериментального обоснования с точки зрения нейтронной физики, как в контексте подтверждения физических явлений, лежащих в основе применяемых проектных решений (в силу отсутствия экспериментальных данных по спектральному регулированию в системах с МОКС-топливом), так и валидации применяемых при проектных расчетах программ нейтронно-физического расчета.

Проведение экспериментов предполагается осуществить в две стадии:

– на первой стадии экспериментов предполагается использование табличной технологии моделирования стандартными средствами стенда БФС, при которой вода имитируется полиэтиленом;

– на второй стадии исследований предполагается установка бака с водой в центральную часть критической сборки стенда БФС-1.

Задача второй части экспериментального моделирования сводится к созданию центральной вставки с легкой водой в качестве теплоносителя и решеткой твэлов с каналами для размещения вытеснителей, в которой будет обеспечено формирование спектра нейтронов, характерного для решетки реактора ВВЭР-С. Для обеспечения критичности центральная вставка должна быть окружена зоной с делящимися материалами, состоящей из труб стенда БФС, по возможности близкими по своим спектральным свойствам центральной вставке. Роль этих труб, с одной стороны, заключается в поддержании критичности сборки, с другой стороны, эта зона выступает в роли драйвера, т. е. дополнительного источника нейтронов, подсвечивающего центральную вставку. В ней же располагаются органы СУЗ стенда БФС, т. е. эта же зона отвечает за ядерную безопасность.

Ключевыми задачами создания экспериментальной конфигурации с легководной центральной вставкой на стенде БФС являются:

- выбор параметров центральной вставки, обеспечивающих заданный спектр как при наличии вытеснителей, так и без них;
- разработка конструкторских документов на элементы вставки: твэлы, пэлы, вытеснители, дистанционирующие решетки и изготовление комплектующих;
- выполнение требования ПБЯ критических стендов НП-008-16 применительно к системе органов СУЗ стенда БФС;
- выполнение требований регламента безопасного выхода сборки в критическое состояние;
- обеспечение возможности выполнения измерений для получения недостающих экспериментальных данных;
- получение в надзорных органах разрешения на проведение экспериментов (изменения условий действия лицензии).

Последняя из приведенных задач может потребовать значительного времени, в течение которого получение экспериментальных данных возможно только при использовании традиционных средств моделирования стенда БФС, что обуславливает необходимость первой стадии эксперимента в течение которого получение экспериментальных данных возможно только при использовании традиционной для БФС таблеточной технологии моделирования, когда материальная композиция формируется блоками (таблетками), уложенных столбиками по высоте в трубы диаметром 5 см. Периодически повторяющиеся наборы таких столбиков по высоте трубы в дальнейшем будем называть ячейкой стенда БФС, хотя надо понимать, что в силу того, что состав ячейки формируется под конкретный экспериментальный объект, у такой ячейки нет типового размера по высоте и типового состава. Типовыми являются только таблетки, из которых они формируются и трубы стенда БФС, которые ими заполняются. Существует возможность использования дополнительных материалов: стальных, алюминиевых или полиэтиленовых прутков, которые могут быть вставлены в межтрубные зазоры.

Моделирование традиционными методами на первой стадии экспериментальной программы позволит в существенной степени восполнить недостающие

экспериментальные данные по измерению водородного эффекта реактивности, спектральных индексов и распределений скоростей реакций деления, а также провести эксперименты с родиевыми ДПЗ в нейтронных спектрах с плутониевым топливом, что в дальнейшем будет очень полезно для систем внутриреакторного контроля (СВРК) всех проектов ВВЭР при переходе к замкнутым топливным циклам.

Комплекс программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС

**А. А. Зуйков, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев, А. А. Перегудов,
С. М. Бедняков, Г. М. Михайлов, В. В. Изотов**

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: БФС, комплекс программ, эксперименты, оценка неопределенности, моделирование, Монте-Карло

Целью данной работы является создание комплекса программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС.

Комплекс быстрых физических стендов БФС, включающий два критических стенда БФС-1 и БФС-2, представляет собой уникальную экспериментальную базу для исследования физики быстрых реакторов, решения проблемы безопасности, оптимизации активных зон, обоснования параметров замкнутого топливного цикла. Критические стенды имеют один и тот же шаг решетки активной зоны, используют одни и те же материалы для моделирования активных зон, различаются размерами. Стенд БФС-1 был запущен в 1961 г., БФС-2 — в 1968 г. С 1990 г. ведётся электронная база данных экспериментов на БФС, содержащая описание большинстваборок. За время работы стендов на них было собрано более 100 критборок. ККС БФС, включающий два критических стенда для моделирования быстрых реакторов с активными зонами различных размеров, не имеет мировых аналогов уже потому, что все зарубежные аналоги выведены из эксплуатации.

Сегодняшние тенденции в проектах реакторов, наряду с развитием вычислительной техники, стимулируют разработку, аттестацию и применение передовых высокоточных методов численного анализа характеристик реакторов. Вот почему точность моделирования в физике реакторов остается решающим фактором при его сооружении.

В соответствии с задачами расчетов по безопасности, вычисление «наилучшей оценки» должно дополняться анализом неопределенности. Точные экспериментальные исходные данные и их правильное моделирование играют важную роль при оценке неопределенности.

Эксперименты на БФС предоставляют ценную информацию, однако сборки представляют собой довольно сложную конфигурацию для инженерных кодов. Поэтому использование кодов, основанных на методе Монте-Карло, является

наилучшим решением для сведения к минимуму погрешностей, зависящих от программы. Однако создание подобных расчетных заданий является сложной и трудоемкой задачей, которая требует привлечения высококвалифицированных специалистов.

Поэтому было принято решение о создании комплекса программ, способного автоматическим образом из электронной базы данных экспериментов, выполненных на критических стендах БФС, формировать расчетные задания на прецизионные коды.

Таким образом, выполнение данной работы способствует исключению ошибок и уменьшению времени при составлении расчетных заданий на нейтронно-физические коды и позволяет воспользоваться богатым экспериментальным опытом, накопленным за долгие годы моделирования на стендах БФС.

Апробация данного комплекса программ была проведена на моделировании активных зон РУ БН-800 с МОКС-топливом, БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200М со СНУП-топливом.

Моделирование реакторных экспериментов на энергоблоках ВВЭР с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER

В. В. Егоров, А. В. Байков, А. В. Коцарев, М. П. Лизоркин, Б. Е. Шумский

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: полномасштабное компьютерное моделирование, ВВЭР, переходные процессы, нейтронно-физические и теплогидравлические модели, бенчмарки

Доклад посвящен анализу результатов расчета реакторных экспериментов, проведенных на энергоблоках с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER (версия 1.0) полномасштабного согласованного нейтронно-физического и теплогидравлического моделирования процессов в ВВЭР. Моделирование проводилось с целью валидации кода ATHLET/BIPR-VVER. Отобранные для моделирования процессы мультифизичны, в них происходит взаимодействие нейтронно-физических и теплогидравлических явлений. В ходе экспериментов проводилась подробная регистрация параметров энергоблока.

В докладе освещены основные приближения кода ATHLET/BIPR-VVER и представлены результаты моделирования экспериментов. Экспериментальные данные и результаты моделирования имеют достаточную полноту и точность представления для подготовки соответствующих бенчмарков.

Приводятся описание следующих экспериментов:

- отключение одного из четырех ГЦН на энергоблоке ВВЭР-1000;
- подключение одного ГЦН к трем работающим на энергоблоке ВВЭР-1200;
- переход на режим естественной циркуляции при вводе в эксплуатацию энергоблока ВВЭР-1200.

Результаты моделирования описанных экспериментов с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER показывают хорошее совпадение с экспериментальными данными и подтверждают паспортную точность расчета физических и теплогидравлических характеристик.

Верификация программы JAR-HTGR на расчетах экспериментального бенчмарка исследовательского реактора HTTR

В. Ф. Бояринов, А. В. Гроль, Я. А. Котов, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газовый реактор (ВТГР), микротвэлы, компакты, графит, температурный коэффициент реактивности (ТКР), скорости реакций деления, критичность, органы СУЗ

Наличие нейтронно-физических экспериментальных данных является ключевым фактором верификации и валидации программных средств, предназначенных для нейтронно-физических расчетов. Применительно к расчетам высокотемпературных газовых реакторов основными источниками экспериментальных данных являются критические стенды АСТРА и PROTEUS; экспериментальных данных, полученных на реакторах, крайне мало. Одним из исключений является японский исследовательский высокотемпературный реактор HTTR, на котором в пусковой период была выполнена представительная экспериментальная программа, включая пусковые эксперименты и предшествовавшие им эксперименты на критической сборке VHTRC — модели реактора HTTR на критическом стенде. Еще одним фактором, повышающим значимость экспериментов на HTTR, является его компоновка из призматических ТВС с топливными компактами на основе микротвэлов, в то время как эксперименты на стендах АСТРА и PROTEUS выполнялись с шаровыми твэлами на основе микротвэлов. В работе был выполнен расчетный анализ основных экспериментов, которые проводились в ходе пуска исследовательского реактора HTTR, среди которых: критичность, запас реактивности, эффективность СУЗ и температурный эффект (и коэффициент) реактивности. Расчеты выполнялись с целью верификации программного комплекса JAR-HTGR, предназначенного для расчета нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газовых реакторов.

При расчете запаса реактивности получено отклонение не более 1 % $\Delta K/K$, что находится в пределах экспериментальной погрешности (в большинстве точек не превышает 0,6 % $\Delta K/K$). Расчеты критичности показали расхождение с измеренными величинами не более 0,6 % $\Delta K/K$ и также находятся в пределах погрешности измерений. Расчетная эффективность системы органов СУЗ отличается от измеренной на 7 %, эффективность органов СУЗ, расположенных в центральной части активной зоны, отличается от экспериментально измеренной на 3 %, наибольшее отличие наблюдается для органов СУЗ, расположенных в отражателе: 25 %.

Что касается экспериментов по измерению температурных эффектов реактивности, то это единственная серия экспериментов, результаты расчета которой, за исключением одной точки, систематически дают высокие расхождения с результатами измерений. Более того, практически такие же расхождения получили и авторы бенчмарка. В ходе работ было проанализировано описание экспериментов и выявлены возможные причины отклонений, сделаны рекомендации по включению экспериментальных состояний реактора HTTR и его модели на критическом стенде VHTRC в матрицу верификации.

Следует отметить, что авторами бенчмарка неоднократно подчеркивалось, что в силу того, что на момент оценки эксперимента реактор HTTR находился в эксплуатации, поэтому часть информации, относящаяся к проведению и обработке результатов эксперимента, носила конфиденциальный характер, и, как следствие, не была доступна при оценке. Это побуждает использовать для верификации расчета температурных коэффициентов реактивности еще и эксперименты, выполненные на критической сборке VHTRC. С одной стороны, расчет эксперимента, выполненного в условиях критического стенда, является в некотором смысле упрощением, по сравнению с реакторным расчетом, с другой стороны, отсутствие эффектов отравления, наличие существенно больших возможностей по контролю температур топлива и графита, других параметров загрузки, минимально низкая (обусловленная только технологией изготовления без учета эффекта облучения) неопределенность изотопных составов топлива существенно повышают точность исходных данных, необходимы для расчета, и, соответственно, существенно снижают погрешность рассчитываемого эффекта.

Анализ пространственных эффектов в сборке БФС-88 при измерениях эффективности РО СУЗ реактиметром

А. П. Жирнов, С. А. Ламанов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, В. А. Юферева
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: пространственная кинетика, реактивность, органы регулирования, запаздывающие нейтроны, быстрые реакторы, БРЕСТ-ОД-300, нейтронно-физические характеристики

В ходе экспериментов на критической сборке БФС-88 была проведена серия измерений эффективности органов СУЗ. При измерении эффективности РО СУЗ на стенде БФС-2 используются камеры деления, расположенные в боковом экране за свинцовым и стальным отражателями.

Разработаны расчетные модели критической сборки БФС-88 с помощью аттестованного прецизионного ПК MCU-BR и аттестованного диффузионного FAST-BR. С использованием этих моделей проведены расчеты эффективности органов СУЗ по расчетам на $K_{эф}$. Были обнаружены значительные расчетно-экспериментальные отклонения, полученные по обоим ПК.

Исследования причин этих отклонений позволили сделать вывод о значительном влиянии пространственных эффектов на результаты измерений. Эти эффекты связаны с изменением во времени пространственно-энергетического распределения поля нейтронов во время ввода возмущения в активную зону.

Проведены дополнительные эксперименты по измерению одиночных стержней СУЗ методом «разгон-сброс» с расположением детекторов в пределах активной зоны для оценки характера пространственных эффектов, их величины и верификации расчетных оценок.

С использованием ПК FACT-BR проведены расчеты пространственной кинетики при сбросе стержня-поглотителя с дальнейшей обработкой программой-реактиметром. Проведены оценки влияния взаимного расположения вводимого органа СУЗ и детектора на регистрируемую детектором реактивность.

По результатам расчетных исследований пространственные эффекты — отклонение эффективности органов СУЗ, рассчитанной по показаниям детектора, от эффективности, рассчитанной по изменению среднего по активной зоне потока нейтронов, — могут составлять до 27 %.

Экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик модели активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 на стенде БФС-2

С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, В. А. Дулин, В. В. Изотов,

Г. М. Михайлов, В. В. Прищепа

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: стенд БФС, метод обратного умножения, СНУП-топливо, критическая масса, система пассивной обратной связи, пустотный эффект реактивности, пространственные распределения скоростей реакций деления, отношения средних сечений деления, малогабаритные камеры деления, верификация проектных кодов

Стенд БФС предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик критсборок, в том числе моделей реакторов с металлическим теплоносителем.

Целью экспериментальных исследований, проведенных на критических сборках — модели реактора БРЕСТ-ОД-300, являлось изучение важных для проектирования активной зоны реактора её интегральных и пространственных нейтронно-физических характеристик.

Программа экспериментов на модели реактора БРЕСТ-ОД-300 была начата с набора критической массы заданной конфигурации. Была собрана сборка со СНУП-топливом, содержащая нитрид урана. Критическая сборка характеризовалась наличием вставки, моделирующей внутриреакторное хранилище (ВРХ) БРЕСТ-ОД-300.

Система пассивной обратной связи (СПОС) моделировалась областью из 120 стержней свинцового отражателя, прилегающей непосредственно к активной

зоне, а ее эффективность определялась методом обратного умножения при порционном удалении свинца по высоте в группах входящих в нее стержней.

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

На сборке измерялись радиальные и высотные распределения скоростей реакций деления основных топливных нуклидов, позволяющие оценить степень искажения нейтронного поля вследствие вносимых в активную зону изменений (удаление свинца, формирование ВРХ, внесение ТВС в ВРХ). Методом калибровки малогабаритных камер деления (МКД) через тепловую колонну в трех точках на медианной плоскости сборки измерены спектральные индексы F8/F5 и F9/F5.

Выполнена оценка чувствительности камеры деления КНТ-54 (потенциально пусковая камера БРЕСТ-ОД-300) к источнику нейтронов. Для этого были произведены измерения счетов камеры в двух вариантах: при неизменном положении камеры и изменяющемся положении источника нейтронов (1) и при неизменном положении источника нейтронов и изменяющемся положении камеры (2). Выполненная проверка работы измерительного канала АКСНД подтвердила работоспособность канала при скорости счета на уровне десяти тысяч имп./с.

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

Интегральные эксперименты с размножающими системами из металлического плутония в альфа- и дельта-фазе

В. А. Адарченко, С. А. Андреев, С. С. Бесов, А. А. Вайвод,

Л. С. Ершова, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ», Снежинск

Ключевые слова: размножающая система, металлический плутоний, прецизионные интегральные эксперименты, интегральные характеристики размножающих систем

В докладе представлена часть результатов из серии работ по созданию во ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина» базы данных прецизионных интегральных экспериментов для верификации нейтронно-физических расчетов.

В докладе приведена постановка критических и корреляционных экспериментов на стенде ФКБН-2 с несколькими размножающими системами (РС) из низкофонового металлического плутония в α - и δ -фазе различной геометрии, собранными из дисков и полусфер. Кратко описаны методики измерения интегральных

характеристик РС: для критических опытов — способ определения значения зазора между верхней и нижней частями системы, при котором она находится в критическом, на запаздывающих нейтронах, состоянии; для корреляционных опытов — метод построения и анализа временных корреляционных функций для определения асимптотических постоянных спада мгновенных нейтронов.

Для всех систем изложен способ построения бенчмарк-моделей, приведены результаты расчетного моделирования интегральных опытов, построена матрица коэффициентов корреляции критических экспериментов.

Верификация расчетных подходов к планированию экспериментов по моделированию нейтронно-физических характеристик реактора ВВЭР-С на стенде БФС-1

Д. С. Кузенкова, В. С. Лапин, Р. А. Внуков, В. Е. Каширина,
Я. А. Котов, В. А. Невиница, В. В. Колесов, В. Ю. Бландинский,
П. А. Фомиченко, Е. А. Бобров, А. М. Осипов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Г. М. Михайлов, Р. А. Шагинян, А. М. Жуков, Л. В. Коробейникова,
А. В. Гулевич, Г. Н. Мантуров, В. А. Елисеев, **В. Ю. Стогов**,
С. М. Бедняков, В. В. Изотов, В. В. Прищепа

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: водо-водяной реактор, критический стенд, ВВЭР-С, ВВЭР-СКД, БФС, энергетический спектр нейтронов, гетерогенная структура, драйвер, твэльная вставка, плотностной эффект реактивности, пустотный эффект реактивности

Необходимость экспериментального моделирования реактора ВВЭР-С обусловлена лежащим в основе его работы новым физическим принципом: возможностью воздействовать на реактивность реактора путем изменения водо-топливного отношения и, соответственно, изменением спектра реактора. Другой особенностью моделируемого реактора является применение в его загрузке уран-плутониевого топлива с использованием плутония из ОЯТ ВВЭР, которое само по себе обуславливает несколько более жесткий, по сравнению с урановым топливом, спектр нейтронов, формирование которого происходит путем реализации сложной совокупности физических процессов.

В силу лицензионных ограничений в настоящее время экспериментальное моделирование возможно лишь на критическом стенде БФС-1 в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» (Обнинск), который является сложным объектом для моделирования. Более того, существует прецедент использования именно этого стенда для моделирования легководных реакторов с МОКС-топливом. В конце 90-х и в начале 2000-х на этом стенде была осуществлена программа предварительных экспериментов в обоснование постановки в активную зону реактора типа ВВЭР-1000 МОКС-топлива с плутонием

оружейного качества. В силу технических особенностей стенда БФС и его изначального предназначения, полномасштабное моделирование легководного реактора на нем невозможно, однако существует возможность применить метод центральных вставок, или, другими словами, метод не полномасштабного моделирования, суть которого сводится к тому, что в центральной части собранной на стенде БФС сборки собирается фрагмент активной зоны или типовой решетки твэлов. Размер фрагмента выбирается таким образом, чтобы внутри него формировался бы спектр нейтронов, характерный для моделируемого реактора. Дальнейшие эксперименты определяются в зависимости от целей моделирования. Кроме того, существует ограниченная возможность использовать традиционные экспериментальные подходы, разработанные на стенде БФС. Разработанная совместно с АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» и АО «ТВЭЛ» программа экспериментов предполагает поэтапную реализацию обоих подходов: на первом этапе выполняются эксперименты при помощи традиционной технологии моделирования штатными средствами стенда БФС-1, а на втором предполагается использование центральной легководной вставки.

Разработка программы исследований на обеих стадиях потребовала выполнения значительного количества нейтронно-физических расчетов, при этом, с целью верификации расчетных подходов к планированию экспериментов, были выполнены расчеты тех экспериментальных конфигураций аналогичного назначения стенда БФС, которые были на нем созданы ранее.

Цель данной работы состоит в моделировании некоторых сборок стенда БФС с центральной вставкой (БФС-93) и без нее (БФС-57 и БФС-59) для верификации расчетных моделей. Основные задачи работы заключаются в:

- создании расчетных моделей и расчете их критичности;
- расчете спектральных индексов и аксиального распределения скоростей реакций деления в измерительном канале;
- расчете аксиального и радиального распределений энерговыделения.

В ходе работы созданы расчетные модели БФС-93, а также сборки БФС-57 и БФС-59, соответствующие моделированию реакторов типа ВВЭР с тесными решетками в программных комплексах MCNP и Serpent и выполнен расчетный анализ серии экспериментов.

Примеры выполненных расчетов представлены в таблице.

Результаты расчета критичности

	БФС-93-1	БФС-93-2	БФС-57	БФС-59
Расчет MCNP ГНЦ РФ – ФЭИ	0,9996	1,0009	1,00015	0,99173
Расчет MCNP	1,00412	1,00441	-	0,99235
Расчет Serpent	1,00214	1,00168	1,00074	0,99357

В большинстве случаев расчеты демонстрируют хорошее согласие с результатами эксперимента, что, с одной стороны, говорит об обоснованности применения используемых программных средств для расчетного планирования эксперимента, с другой — о правильности выбора прототипа. Кроме того, эти эксперименты сами по себе расширяют верификационный базис и должны быть

включены в матрицу верификации программных средств, аттестация которых планируется применительно к расчетам реактора ВВЭР-С и ВВЭР-СКД.

Расчет бенчмарк-экспериментов БФС-49, БФС-61 и БФС-73 по программе FRIGATE без пространственной гомогенизации

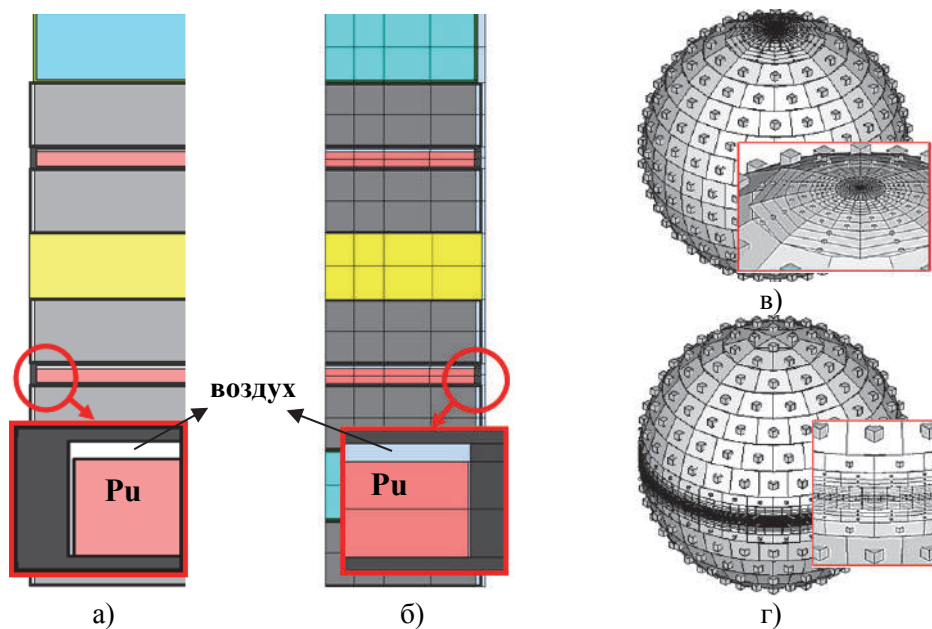
А. Н. Скобелев, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: FRIGATE, бенчмарк-эксперименты, БФС, расчетная модель, гетерогенная геометрия, TDMCC, метод Монте-Карло

В докладе представлены результаты расчета по DS_N -программе FRIGATE бенчмарк-экспериментов БФС-49, БФС-61 и БФС-73, обладающих сложной гетерогенной геометрией.

Расчеты $K_{эф}$ основного состояния выполнены в гетерогенной постановке без использования пространственной гомогенизации материалов в расчетной модели (рисунки 1а, б). Прострел излучения по воздушным полостям модели учтен в расчете за счет применения специально сконструированных квадратурных наборов (рисунок 1в, г).



а) описание БФС-61, б) сеточная модель FRIGATE,
 в) набор S_N -квадратур для учета прострельного излучения вверх и вниз,
 г) набор S_N -квадратур для учета прострельного излучения вбок

Рис. 1. Особенности расчетной модели

Также в докладе выполнен расчет и представлено сравнение с эталонным значением программы TDMCC (метод Монте-Карло, детальная геометрия, непрерывный ход сечений по энергии) эффекта гомогенизации блочков и сформированы выводы о влиянии пространственной гомогенизации на результаты расчетов.

Определение умножения нейтронов в приемной емкости цеха радиоактивных отходов

В. А. Дулин

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: метод нейтрон-нейтронных совпадений, радиоактивные отходы, коэффициент размножения мгновенных нейтронов, распределение скорости регистрации нейтронов, Cf-источник

Изложена модификация метода нейтрон-нейтронных совпадений Фейнмана — Росси- α , позволившая измерить значение умножения мгновенных нейтронов в приемной ёмкости цеха радиоактивных отходов АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» с неизвестным составом и локализацией делящихся материалов в ней. Конструкция ёмкости не допускала использование традиционных реакторных методов для определения размножения нейтронов.

Показано, что, используя высокоэффективный счётчик нейтронов СНМ-18 по $\alpha(^3\text{H})$ в автокорреляционном режиме и основываясь только на эксперименте путём анализа пространственных распределений скорости счёта, амплитудных и временных распределений нейтрон-нейтронных совпадений, удалось превратить метод Росси- α в метод нейтрон-нейтронных совпадений и определить коэффициент размножения мгновенных нейтронов в баке, не используя расчётное время жизни нейтронов в нём, а лишь вычислив пространственные поправки из измеренных данных.

Для этого в приемной ёмкости цеха радиоактивных отходов АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» были проведены измерения в вертикальном канале, позволившие получить распределение скорости регистрации нейтронов. Оказалось, что заметная нейтронная активность имеется только на глубине не более 50—60 см от дна бака. Бак имел высоту 8 м и диаметр 6 м. Заливались отходы с верхней крышки, после выдержки слив происходил с высоты 1,2 м. Использование нейтронного счётчика СНМ-18 в автокорреляционном режиме позволило измерить временные распределения нейтронных цепочек (нейтронных совпадений) от делений в самом баке, интенсивность которых была неизвестна. Были также проведены измерения с помещённого на середину счётчика источника нейтронов Cf. Путём вычитания из них получено пространственное распределение ценности нейтронов Cf-источника. Для получения пространственных поправок, присущих этому методу, надо было знать также поток нейтронов. Используя представление о

скорости деления нейтронов от спонтанных и вынужденных делений, как скорость спонтанных делений, делённое на $1 - k_p$, где k_p — коэффициент размножения мгновенных нейтронов, удалось определить потки нейтронов от спонтанных делений и от Cf-источника. При этом изменилась зависимость нейтронных совпадений от $1 - k_p$ — вместо квадратичной она стала линейной. Это позволило получить разность от такого вида выражений для нейтронных совпадений, вычтя из совпадений от спонтанных делений и от Cf-источника; k_p оказался равным $0,047 \pm 0,007$.

Эвристический алгоритм профилирования неоднородности энерговыделения в активной зоне реактора ИРТ-Т

**Д. В. Пасько, Н. В. Смольников, М. Н. Аникин, И. И. Лебедев,
А. Г. Наймушин, И. А. Ушаков**

НИ ТПУ, Томск

Ключевые слова: эвристический алгоритм, профилирование активной зоны, реактор ИРТ-Т, энерговыделение

Исследовательские ядерные реакторы (ИЯУ) имеют небольшие размеры активной зоны и обладают большой утечкой нейтронного излучения, что делает такие установки ключевыми инструментами в проведении фундаментальных и прикладных исследований. Однако, ввиду малых геометрических размеров и небольшого количества тепловыделяющих сборок (ТВС), такие активные зоны имеют сложную гетерогенную структуру и высокую плотность потока тепла с поверхности тепловыделяющих элементов, что, в совокупности с работой в режиме частичных перегрузок, приводит к формированию локальных участков с высокой неравномерностью энерговыделения. Высокие неравномерности энерговыделения в объеме активной зоны реактора оказывают влияние на распределение нейтронного излучения в облучательных устройствах и могут привести к ограничению условий эксплуатации ТВС

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т (г. Томск) — реактор бассейнового типа тепловой мощностью 6 МВт. Штатная загрузка активной зоны реактора (рисунок 1) состоит из 12 восьмитрубных и 8 шеститрубных ТВС типа ИРТ 3М, обогащенных до 90 % по изотопу ^{235}U . В качестве отражателя нейтронов используется металлический бериллий, расположенный по периметру активной зоны реактора. Активная зона реактора ИРТ-Т обладает высокой гетерогенностью, максимальная неравномерность распределения излучения в активной зоне ($K_v^{\max}$) составляет $\approx 2,8$.

В настоящее время на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т (г. Томск) для расчетного сопровождения эксплуатации реактора и исследований используется прецизионное программное средство MCU-PTR, предназначенное

для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов методами Монте-Карло, на основе оценённых ядерных данных. В рамках расчетного сопровождения осуществляется оценка нейтронно-физических параметров активной зоны и пространственно-энергетические характеристики излучения в экспериментальных устройствах.

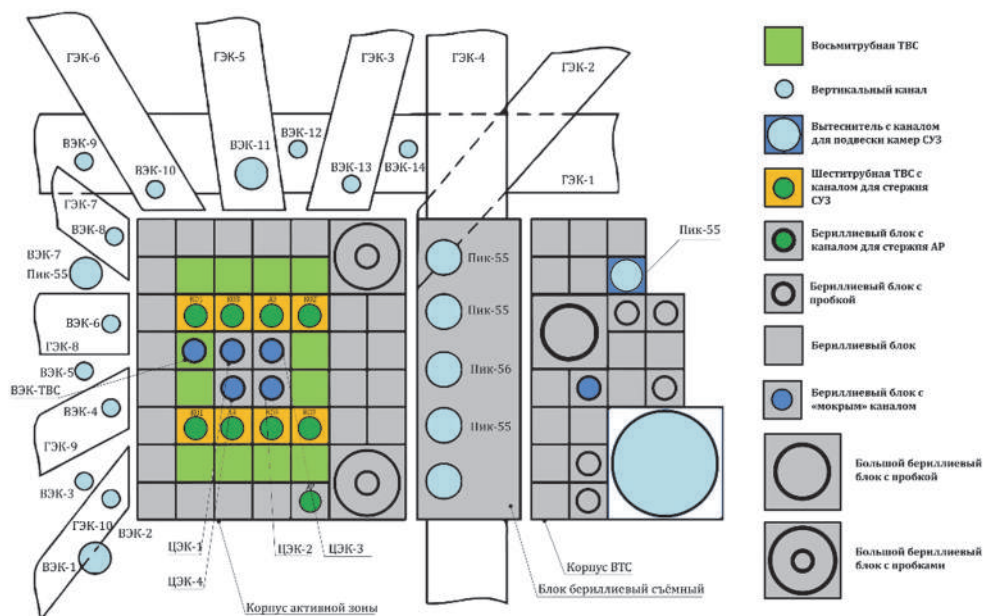


Рис. 1. Картограмма загрузки активной зоны реактора ИРТ-Т

Учитывая, что реактор ИРТ-Т эксплуатируется в режиме частичных перегрузок, в активной зоне присутствует многообразие распределения топлива (тепловыделяющие сборки с разной глубиной выгорания), что приводит к существенному перераспределению энерговыделения по тепловыделяющим сборкам и возникновению участков с высокой неоднородностью. Профилирование неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора ИРТ-Т сводится к итеративному процессу (рисунок 2), при котором ТВС переставляются в различные ячейки активной зоны с целью получения оптимальных параметров.

Использование итеративной схемы подразумевает проведения прецизионного моделирования для определения параметров активной зоны для каждой компоновки активной зоны с последующим сравнением и выбором наиболее подходящего решения, что требует больших вычислительных и временных ресурсов.

В настоящей работе рассматривается применение генетического алгоритма для эвристического поиска наиболее оптимального компоновочного решения на основе картограммы глубины выгорания ядерного топлива и неравномерности распределения энерговыделения. Разработанный алгоритм использует механизмы, аналогичные естественному отбору в природе, отбирая наиболее оптимальные компоновочные решения.



Рис. 2. Блок-схема определения параметров активной зоны в MCU-PTR

В состав эвристического алгоритма поиска решения входят ансамбли моделей машинного обучения для прогнозирования нейтронно-физических параметров активной зоны в зависимости от картограммы загрузки топлива, что позволяет формировать и оценивать множество компоновочных решений.

Определение отклонения расчетного коэффициента размножения в реперных расчетах реактора ПИК с использованием библиотеки ENDF/B-7.1

М. С. Онегин

НИЦ «Курчатовский институт» — ПИЯФ, Гатчина

Ключевые слова: критические эксперименты, коэффициент размножения, библиотека ядерных данных, коррекция ядерных данных

Переход на новые ТВС ПИК-2 в реакторе ПИК поставил вопрос о точности предсказаний эффективного коэффициента размножения нейтронов реактора в расчетах стартовой загрузки с использованием прецизионной программы MCNP. ТВС ПИК-2 отличаются от ранее использовавшихся ТВС ПИК-1 увеличенной загрузкой урана в твэлах, другими вариациями элементного состава топлива. Также отличаются геометрические размеры твэлов. Кроме того, в новых ТВС имеются гадолиниевые выгорающие поглотители. В отличие от ТВС ПИК-1, новые ТВС не испытывались на стенде Физическая модель реактора ПИК, так что эффективный коэффициент размножения нейтронов для них можно получить только расчетным путем. На расчетный эффективный коэффициент размножения нейтронов реактора влияют как технологические неопределенности состава и

геометрии тепловыделяющих элементов, так и неопределенности ядерных данных, используемых в расчетах.

Ранее исследовалось влияние неопределенностей ядерных данных библиотеки ENDF/B-7.1 в расчетах критических сборок ПИК-04. Было определено среднеквадратичное отклонение расчетного эффективного коэффициента размножения от единицы, а также определены основные ядерные реакции и ядерные данные, вносящие основной вклад в неопределенность расчетного коэффициента размножения. Расчеты выполнялись по программе TSUNAMI комплекса SCALE. Дополнительно была определена близость расчетных сборок с твэлами ПИК к различным бенчмаркам библиотеки ICSBER. Всего из библиотеки было выбрано 53 сборки. Совместный анализ критических сборок из ICSBER с критическими экспериментами со сборками ПИК-04 позволяет предсказать путем экстраполяции по степени близости расчетное отклонение и его дисперсию для эффективного коэффициента размножения нейтронов реактора ПИК с новыми ТВС ПИК-2. В таком подходе предсказываемая неопределенность экстраполированного эффективного коэффициента размножения оказывается существенной, порядка 0,9 % (доверительный интервал 2σ).

Другой подход к расчетам ожидаемого отклонения эффективного коэффициента размножения нейтронов и его неопределенности для реактора ПИК с твэлами ПИК-2 основан на коррекции ядерных данных библиотеки ENDF/B-7.1 с использованием интегральных экспериментов из библиотеки ICSBER дополненных интегральными экспериментами ПИК-04. Данный подход реализован в программе TSURFER комплекса SCALE. Всего нами были выбраны 27 интегральных экспериментов из базы ICSBER, наиболее близких к экспериментам со сборками ПИК-04, к которым добавлялся один эксперимент из серии экспериментов ПИК-04. В качестве критерия корректности коррекции ядерных данных в расчетах по программе TSURFER служили результаты расчетов остальных 6 сборок ПИК-04 с использованием откорректированных ядерных констант. В целом такой подход позволяет существенно улучшить согласие расчетов с экспериментом для всех рассматриваемых сборок ICSBER, а также для всех 7 сборок ПИК-04.

Учет выбранных интегральных экспериментов совместно с ядерными данными ENDF/B-7.1 позволяет получить ожидаемое отклонение эффективного коэффициента размножения в расчетах реактора ПИК с ТВС ПИК-2. Согласно результатам анализа, расчетные значения эффективного коэффициента размножения реактора ПИК при использовании библиотеки ENDF/B-7.1 завышены на 0,32 %. При этом неопределенность коэффициента размножения нейтронов, вызванная ядерными данными для откорректированной системы констант, уменьшилась с 0,7 до 0,2 % (доверительный интервал 1σ). Дополнительно, данное отклонение верифицировалось в расчетах критичности с использованием библиотеки ENDF/B-7.1 экспериментов первого этапа энергопуска реактора ПИК, где применялись ТВС ПИК-1.

Методические особенности расчета кадмиевого отношения методом Монте-Карло

**А. С. Лапин, В. Ю. Бландинский, В. В. Колесов, Д. С. Кузенкова,
В. А. Невиница, Е. В. Родионова, П. А. Фомиченко, С. В. Цибульский**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: БФС-1, ВВЭР-С, ВВЭР-СКД, кадмиевое отношение, активационные методы, скорости реакций

В настоящее время в атомной энергетике большое внимание уделяется перспективным легководным реакторам, к которым относят реакторы ВВЭР-С (со спектральным регулированием реактивности) и ВВЭР-СКД (со сверхкритическими параметрами теплоносителя). В этой связи возникает необходимость экспериментального моделирования нейтронно-физических характеристик этих реакторов. Проведение таких экспериментов возможно на критическом стенде БФС-1. В настоящее время на стенде ведутся экспериментальные исследования по моделированию реактора ВВЭР-С традиционными средствами, а также ведутся работы по планированию экспериментов с использованием легководной вставки для моделирования реакторов ВВЭР-С и ВВЭР-СКД.

Получаемый на сборке нейтронный спектр экспериментально может быть определен по отношению интенсивности тепловых и надтепловых потоков с помощью кадмиевого фильтра. Метод основан на свойстве кадмия поглощать тепловые нейтроны и быть прозрачным для нейтронов с энергией более 0,4 эВ. На стенде БФС-1 измерялось кадмиевое отношение для золотой фольги, под которым понимают отношение скорости реакций активации в исследуемом поле нейтронов для одного и того же образца (или идентичных образцов) в открытом виде и при экранировании кадмием.

Для планирования экспериментов по моделированию параметров реакторов ВВЭР-С и ВВЭР-СКД необходимо, в частности, верифицировать методики расчета кадмиевого отношения с использованием различных программных комплексов. Для верификации были использованы экспериментальные данные, полученные на серии сборок БФС-93.

Эксперименты на сборках БФС-93 проводились для золотой фольги разной толщины. При этом измерялась величина активации фольги, экранированной кадмием и без экранирования.

Нами была создана модель сборки БФС-93-2, для которой рассчитывались для тех же толщин фольги и кадмиевого экрана непосредственно сечения радиационного захвата Au-197. Расчеты показали хорошее согласие (в пределах погрешностей) между экспериментом и расчетами по созданной модели.

Моделирование ксенонового переходного процесса, вызванного снижением мощности реактора от 75 % $N_{\text{ном}}$ до МКУ, при помощи программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER

А. О. Вертикова, В. В. Егоров, А. В. Коцарев, А. В. Байков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ксеноновый переходной процесс, отравление, разотравление, ВВЭР-1200, ATHLET/BIPR-VVER, концентрация борной кислоты

АЭС с реакторами ВВЭР активно эксплуатируются как в России, так и за границей. Одной из ступеней развития технологии ВВЭР является переход от базового режима работы блока к работе в суточном графике нагрузки. Сложность работы в суточном графике нагрузки обусловлена непрерывно протекающими ксеноновыми процессами в активной зоне реактора. Для обоснования безопасности таких эксплуатационных режимов работы РУ, как маневренные, требуется валидация модели ксенона в программных комплексах на экспериментальных данных.

В данной работе приведены результаты моделирования с использованием программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER испытания интегральных ксеноновых переходных процессов при изменениях мощности реактора, проводимого на этапах освоения новых уровней мощности энергоблока с реактором типа ВВЭР-1200, и сравнение полученных результатов с экспериментальными данными.

В июне 2023 года на этапах освоения новых уровней мощности энергоблока с реактором типа ВВЭР-1200 были проведены испытания интегральных ксеноновых переходных процессов при изменениях мощности реактора. Одним из испытаний являлось исследование ксеноновых переходных процессов, вызванных снижением мощности реактора от 75 % $N_{\text{ном}}$ до МКУ. В ходе испытания выполнялось снижение мощности реактора от 75 % $N_{\text{ном}}$ до МКУ с последующей работой на постоянной мощности до достижения стационарного отравления реактора ксеноном. Исследование интегральных ксеноновых процессов осуществлялось путем измерений критической концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура с помощью боромера, точка забора — на входе в реактор.

Результаты моделирования описанных экспериментов с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER показывает хорошее совпадение с экспериментальными данными, подтверждает паспортную точность расчета физических и гидродинамических характеристик.

Автоматизированное формирование расчетных моделей размножающих систем, исследуемых на стенде ФКБНЗ

**Е. И. Валежанина, Э. А. Гуменных, С. А. Демьянов, А. А. Кайгородов,
С. А. Картанов, К. Г. Плужян, И. А. Сафиулина, Д. С. Уткин**

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», Саров

Ключевые слова: бенчмарк, ядерно-физические константы, валидация, размножающие системы, метод Монте-Карло, расчетная модель

На комплексе ФКБНЗ в ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» регулярно проводятся benchmark эксперименты с модельными размножающими системами (РС) с целью валидации библиотек ядерно-физических констант и расчетных нейтронных характеристик различных ядерных устройств. Исследуемые РС могут собираться из чередующихся полусферических деталей различных комплектов делящихся и инертных материалов. По окончании эксперимента формируется подробная модель тестовой сборки для последующего сравнения расчетных и экспериментальных нейтронных характеристик. Расчет нейтронных характеристик тестовыхборок проводится в программе C007, реализующей метод Монте-Карло, с использованием различных библиотек ядерно-физических констант. Большое разнообразие полусферических деталей и оснастки, а также тщательное воспроизведение реальной геометрии деталей и их размещение относительно друг друга в расчетном файле требует значительных временных затрат и усилий.

Для упрощения работы по созданию файлов с детализированными расчетными моделями РС, которые могут распознаваться расчетной программой C007, создано специальное программное обеспечение, включающее в себя базу данных составов и массогабаритных характеристик деталей, из которых собираются РС на комплексе ФКБНЗ. Представленное в докладе программное обеспечение позволяет пользователю генерировать файлы с расчетными моделями РС и запускать их на расчет, не требуя знаний о синтаксисе и правилах формирования исходных данных для задач. Расчетная модель может быть как полной, учитывающей экспериментальный зал и стенд ФКБНЗ, так и упрощенной — для проведения оценок влияния окружения на реактивность РС.

Воспроизведение условий облучения твэлов с МОКС-топливом и аксиальной прослойкой для обоснования работоспособности твэлов реактора БН-1200М

Е. С. Кирилова, А. А. Радионычева, М. Р. Фаракшин, В. Н. Игнатьев

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: двухкомпонентная ядерная энергетика, ЗЯТЦ, БН-1200М, МОКС-топливо, аксиальная прослойка, экспериментальные сборки, БН-600, ЭТВС, СНУП-топливо, КЭТВС-МАК, реакторные испытания

В рамках перехода к двухкомпонентной энергетической системе на основе замкнутого ядерного топливного цикла планируется строительство коммерческого энергоблока с реакторной установкой БН-1200М. Для реализации этого проекта в качестве одного из видов топлива для стартовой зоны рассматривается МОКС-топливо с аксиальной воспроизводящей прослойкой.

Использование аксиальной гетерогенности (вставка из диоксида обедненного урана в районе центральной плоскости активной зоны) позволяет улучшить физические и эксплуатационные характеристики активной зоны. Основной целью введения аксиальной прослойки является повышение коэффициента воспроизводства, что обеспечивает также снижение темпа потери реактивности на выгорание. Вторым из наиболее значимых эффектов является существенное снижение максимума нейтронного потока, а следовательно, и скорости набора повреждающей дозы. Это обеспечивает возможность соответствующего увеличения кампании и выгорания топлива ТВС.

Для экспериментального обоснования работоспособности твэлов ТВС реактора БН-1200М с МОКС-топливом и аксиальной прослойкой необходимо провести комплекс работ по проведению реакторных испытаний и послереакторных исследований. При этом должны быть достигнуты целевые параметры эксплуатации твэлов, аналогичные параметрам в активной зоне БН-1200М.

Огромный опыт по проведению реакторных испытаний экспериментальныхборок различного типа накоплен на реакторе БН-600. Это стало возможным благодаря уникальному сочетанию параметров РУ — большой плотности потока нейтронов при его типичном для реакторов БН спектре, высокой температуре малоагрессивного теплоносителя, а также режиму перегрузки топлива.

В реакторе уже облучались комбинированные, опытные и материаловедческие сборки с новыми конструкционными материалами, ЭТВС с МОКС- и СНУП-топливом, экспериментальные облучательные устройства для наработки изотопов, облучательные сборки со СНУП-топливом.

Успешно проведены реакторные испытания КЭТВС-2 с твэлами типа БН-1200 с комбинированным твэльным пучком, в котором среди твэлов с гомогенным топливным столбом, содержащим МОКС-топливо, размещались четыре твэла со СНУП-топливом. При этом, в связи с наложенными ограничениями на параметры облучения малоосвоенного в то время СНУП-топлива, параметры облучения для МОКС-топлива были вынуждено ограничены.

Поскольку в настоящее время отсутствует опыт облучения твэлов с аксиальной воспроизводящей прослойкой, для обоснования их работоспособности принято проведение испытаний твэлов подобного типа в ограниченном количестве в составе пучка твэлов комбинированной ЭТВС в реакторе БН-600.

Предусмотрена разработка и облучение трех КЭТВС-МАК с двумя исполнениями топливного столба: с гетерогенным топливным столбом с аксиальной воспроизводящей прослойкой (для четырех твэлов в каждой сборке) и с гомогенным топливным столбом без прослойки (для основной части твэльного пучка).

Реакторные испытания КЭТВС-МАК в БН-600 должны проводиться с целью получения экспериментального подтверждения работоспособности твэла с оболочкой типоразмера $\varnothing 9,2 \times 0,55$ мм из стали ЭК164-ИД х.д. с МОКС-топливом и аксиальной воспроизводящей прослойкой, принятым для использования в ТВС активной зоны реактора БН-1200М. Особый интерес вызывает применение новой конструкции твэла с гетерогенным топливным столбом, поведение слоев на границе топлива и аксиальной воспроизводящей прослойки и работоспособность твэла такого исполнения.

При этом будут достигнуты целевые параметры эксплуатации, аналогичные параметрам активной зоны БН-1200М: линейная тепловая мощность твэла — 49 кВт/м, температура оболочки — 700 °С, выгорание топлива ~ 14 % т.а. и повреждающая доза на оболочку ~ 120 сна,

КЭТВС-МАК-1 планируется облучать в большем нейтронном потоке в центральной части активной зоны (в ЗМО) с целью ускоренного получения экспериментальных данных по поведению слоев топливных композиций на границе топлива и воспроизводящей прослойки в твэлах с аксиальной прослойкой. При этом будут достигнуты целевые параметры эксплуатации твэлов — максимальная линейная мощность и максимальная температура оболочки твэла. Выгорание топлива и повреждающая доза будут иметь более низкие значения (7,2 % т.а. и 81 сна), по сравнению с целевыми параметрами.

КЭТВС-МАК-2 и КЭТВС-МАК-3 планируется облучать в меньшем нейтронном потоке на периферии активной зоны (в ЗБО) в условиях, аналогичных условиям облучения твэла БН-1200М, и с воспроизведением всех штатных параметров эксплуатации твэла.

Реакторные испытания КЭТВС-МАК в реакторе БН-600 планируются: для КЭТВС-МАК-1 — с 89 МК в течение четырех микрокампаний, для КЭТВС-МАК-2 и КЭТВС-МАК-3 — с 90 МК в течение восьми и девяти микрокампаний, соответственно.

СЕКЦИЯ 3.

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Оценка и прогнозирование мощности дозы от ТВС после испытаний активной зоны на критических стендах

А. Г. Васяткин, А. В. Белин, М. А. Соснин, А. А. Молодцов

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: мощность дозы, ТВС, активная зона, критический стенд

До 2010 года на критических стендах АО «ОКБМ Африкантов» проводились нейтронно-физические испытания однотипных активных зон для судовых ЯЭУ, для которых многолетним опытом и экспериментами на физических моделях были подобраны мощности для измерения характеристик. С 2010 года номенклатура испытываемых активных зон начала расширяться. В настоящее время используются и создаются новые типы активных зон для реакторных установок атомных ледоколов, плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности с увеличенными габаритами и повышенным содержанием ядерного топлива. Соответственно, для сохранения точности измерения нейтронно-физических характеристик для большинства новых типов активных зон необходимо увеличение мощности работы критических стендов из-за необходимости поддержания достаточной плотности потока нейтронов на ионизационных камерах, подключенных к реактиметру.

Однако увеличение мощности работы критических стендов прямо пропорционально влияет на основной критерий безопасности проведения нейтронно-физических испытаний активных зон на критических стендах, а именно на дозовые характеристики ТВС при обращении с ними вне критической сборки после работы на мощности. Проконтролировать мощность дозы от ТВС до момента ее извлечения из критической сборки измерительными средствами физически невозможно. А в момент извлечения ТВС из критической сборки присутствует фактор неопределенности в мощности дозы от ТВС, которая зависит от концентрации радиоактивных нуклидов, накопленных за предысторию работы критической сборки на мощности. Обеспечить приемлемые дозовые характеристики ТВС возможно только ограничениями мощности и времени работы на мощности критической сборки и выдержкой ТВС в критической сборке в подкритическом состоянии для спада активности в ТВС. Оперативный контроль дозовых

характеристик ТВС до их извлечения из критической сборки возможен только моделированием физических процессов с применением математических моделей активных зон на основе эксплуатационных данных по мощности и времени работы на мощности.

В докладе представлен разработанный авторами расчетно-экспериментальный алгоритм, позволяющий оценивать и прогнозировать мощность дозы от ТВС в режиме реального времени до их извлечения из критической сборки на основе эксплуатационных данных критического стенда.

Алгоритм состоит из 3 этапов. На первом этапе рассчитываются коэффициенты пропорциональности между показаниями нейтронных детекторов и мощностью критической сборки с испытываемой активной зоной и единичное распределение энерговыделения по дискретным элементам фазового пространства ТВС активной зоны в программе MCU-TR. Расчеты проводятся для всех возможных режимов испытаний активной зоны. Также в программе MCU-TR рассчитываются в групповом приближении плотности потока фотонов вокруг ТВС от единичных моноэнергетических источников фотонов (функции Грина), образующихся в дискретных элементах фазового пространства ТВС, совпадающих с дискретными элементами, для которых рассчитывались единичные энерговыделения. Первый этап занимает значительное время и проводится заблаговременно до испытаний активной зоны.

Второй и третий этапы алгоритма уже проходят в режиме реального времени при испытании активной зоны. На втором этапе алгоритма по показаниям нейтронных детекторов и положению рабочих органов компенсации реактивности рассчитываются средневзвешенная физическая мощность и отслеживается интеграл распределения энерговыделения по активной зоне.

На третьем этапе алгоритма, по данным интегралов распределения энерговыделения по активной зоне на текущий момент, рассчитывается мощность дозы фотонного излучения от ТВС и прогнозируются мощности дозы от ТВС при их обращении после извлечения из критической сборки на любой момент времени. Расчет мощности дозы проводится суперпозицией предварительно рассчитанных функций Грина на первом этапе, умноженных на соответствующие интенсивности источников фотонов в ТВС и дозовые коэффициенты из НРБ-99/2009. Расчет интенсивности источников фотонов проводится в программе ORIGIN, входящей в комплекс SCALE 6.2. Входной файл для ORIGIN готовится автоматически по данным интеграла распределения энерговыделения в ТВС.

Апробация алгоритма при испытании активной зоны 14-10-3МП показала достаточно хорошее согласие результатов оценки мощности дозы от ТВС и мощности амбиентного эквивалента дозы от ТВС, измеренных дозиметром ДКСАТ1123. Расчетная оценка мощности дозы от любых ТВС была выше измеренных на 8—45 %, в зависимости от типа ТВС. Это объясняется отличием различных типов ТВС от математической модели ТВС, использовавшейся для расчета функций Грина. Для реализации консервативного подхода расчетная модель ТВС была сделана на основе типа ТВС, содержащей в себе материалы с наименьшей концентрацией.

Разработанный алгоритм оценки и прогнозирования мощности дозы от ТВС после испытаний активной зоны на критических стендах позволит проводить контроль параметров радиационной безопасности и связать их с мощностью критической сборки.

Программный комплекс RASTAS для расчета интенсивности и спектра источников ионизирующих излучений

Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков

АО «ПРОРЫВ», Москва

Ключевые слова: источники ионизирующего излучения, радиационная безопасность, программы расчетов, фотоны, нейтроны, тормозное излучение, (α, n) -реакция, спонтанное деление, сечение реакции, спектры излучений, радиоактивность, технологические продукты переработки, отработавшее ядерное топливо

Комплекс RASTAS предназначен для расчета источников нейтронного и фотонного излучений на основе исходных данных о составе радиоактивных материалов и формирования файла расчетных значений интенсивности и спектров излучений. В качестве источников ионизирующего излучения могут выступать: технологические радиоактивные материалы, включая топливные и конструкционные материалы, теплоноситель РУ и газовые контуры РУ, твэл, ТВС, поглощающие сборки и другие облученные элементы РУ, поступающие на производства по переработке, рефабрикации и обращению с РАО на предприятиях топливного цикла.

Программный комплекс RASTAS создан на базе модернизированных кодов NEDIS, STORM, SOGAM, рассчитывающих, соответственно, источник нейтронов (α, n) -реакции и спонтанного деления, а также источник фотонов спонтанного деления, источник фотонов тормозного излучения электронов и позитронов и источник фотонов при альфа- и бета-распадах радиоактивных ядер. Разработка любого проекта в области использования ядерной энергии сопровождается обоснованием ядерной и радиационной безопасности объекта с последующей экспертизой в надзорных органах. Оценка радиационной опасности при работе с радиоактивными материалами является первоочередной задачей и требует моделирования образования, расчета интенсивности и спектра испускаемых проникающих излучений. В мире подобная задача решается соответствующими компьютерными кодами, например, в рамках расчетного комплекса SCALE. В российских разработках подобные расчеты проводятся разрозненно в зависимости от решаемой задачи. В частности, для нейтронного излучения длительное время развивалась программа NEDIS, которая позволяет рассчитывать спектры и интенсивность испускания нейтронов, образующихся в результате (α, n) -реакций на ядрах легких элементов, а также спектры и интенсивность испускания нейтронов спонтанного деления. Расчет фотонного излучения, обусловленного α -, β -распадом радиоактивных материалов, сопровождающихся образованием γ -излучения, а

также тормозного излучения β -электронов и позитронов, пока не имел верифицированного программного обеспечения. Для решения указанной проблемы была поставлена задача создания единого программного модуля расчета источника ионизирующих излучений RASTAS в составе кода нового поколения COMPLEX для обоснования радиационной безопасности проектов РБН и ЗЯТЦ.

Выводы. Создан программный комплекс (модуль) RASTAS на базе модернизированных программ NEDIS, STORM, SOGAM, рассчитывающих, соответственно, источник нейтронов спонтанного деления и (α, n)-реакции, источник фотонов тормозного излучения электронов и позитронов и источник фотонов при альфа- и бета-распадах радиоактивных ядер, а также при спонтанном делении.

Приведено общее описание программы NEDIS для расчета интенсивности и спектра нейтронов для гомогенной среды, содержащей заданные концентрации нуклидов альфа-излучателей и спонтанно делящихся актинидов. Спектр испускаемых нейтронов может быть рассчитан либо в произвольном групповом приближении (задаваемом пользователем), либо в 299-групповом приближении (по умолчанию).

Приведено общее описание программы STORM для расчета спектров фотонов, образующихся в процессе торможения бета-частиц, электронов и позитронов в бесконечной (по сравнению с пробегом) заданной среде и спектра фотонов за счет образования внутреннего тормозного излучения. Программа позволяет рассчитывать спектры тормозного излучения для любой химической композиции элементов от водорода до калифорния ($Z = 1-98$).

Программный модуль SOGAM предназначен для расчета интенсивности фотонного излучения, испускаемого при альфа- и бета-распадах радиоактивных нуклидов (1280 нуклидов). Спектр испускаемых фотонов может быть рассчитан либо в произвольном групповом приближении (задаваемом пользователем), либо в 127-групповом приближении (по умолчанию).

Все три модуля объединены в единый комплекс (модуль) RASTAS, являющийся основным итогом данной работы. Разработанный модуль может быть использован как самостоятельно для оценки мощности источников излучений и радиационных характеристик материалов, ОЯТ и РАО, так и в составе программного комплекса обоснования радиационной безопасности COMPLEX для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов.

Модуль RASTAS в составе программного комплекса COMPLEX предназначен для обоснования радиационной безопасности, а также оптимизации технологий и оборудования по обращению со свежим и отработавшим ядерным топливом, облученными материалами, образующимися радиоактивными отходами на энергоблоке с РБН, МФР и МП ОДЭК, а также ПЭК. В программном комплексе обоснования радиационной безопасности модуль источника предназначен обеспечить исходные данные для решения задачи переноса нейтронов и гамма-квантов.

Обоснование ядерной безопасности при обращении с некондиционным топливом на Курской АЭС

С. С. Лебедев, И. М. Рождественский

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: ядерная безопасность, эффективный коэффициент размножения нейтронов, Курская АЭС, некондиционная тепловыделяющая сборка, бассейн выдержки, хранилище отработавшего ядерного топлива, прецизионный код, метод Монте-Карло

За время эксплуатации реакторов РБМК-1000 Курской АЭС (с 1976 года) в бассейне выдержки (БВ) главного корпуса (ГК) энергоблоков № 1—4 на хранении в штатном пенале, в технологическом канале или на беспенальном хранении размещены некондиционные отработавшие тепловыделяющие сборки (НОТВС) с различными особенностями: с нарушениями конструкционной целостности, повреждениями топливной части, фрагменты НОТВС, с нарушениями условий хранения, вследствие которых не подлежат транспортированию в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) по штатной технологии.

В рамках работы по выводу из эксплуатации реакторов РБМК-1000 первой очереди Курской АЭС требуется выгрузить отработавшее топливо из активной зоны в бассейн выдержки и осуществить последующую перевозку отработавших тепловыделяющихборок (ОТВС), в том числе некондиционные ОТВС, в хранилище отработавшего ядерного топлива. Обоснование ядерной безопасности при обращении с ОТВС является важнейшим этапом работ по переводу топлива в ХОЯТ.

НОТВС, за исключением негерметичных ОТВС (НГОТВС), необходимо подготовить к транспортировке в ХОЯТ путем ампулирования (разделкой НОТВС на пучки твэлов (ПТ) или отдельные твэлы и их размещением в ампулах) с последующей загрузкой ампул в герметичные пеналы ПГ230. НГОТВС загружаются без разделки в специальный герметичный пенал ПГ102.

Для транспортирования отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из ГК в ХОЯТ используются два вида транспортных чехлов контейнера внутриобъектового транспортного упаковочного комплекта (ВТУК):

- транспортный восьмиместный чехол с 8 отверстиями-гнездами. В каждое гнездо чехла устанавливается специальный герметичный пенал ПГ102 НГОТВС.
- 2-местный транспортный чехол, позволяющий разместить в нём два герметичных пенала с ОЯТ ПГ230. В герметичный пенал ПГ230 устанавливается одна из ампул АГ102, АГ120, АГ200.

Основным принципом ядерной безопасности является исключение возможности достижения критичности при всех возможных состояниях системы обращения с ядерным топливом (ЯТ) (раздел 3 НП-061 и п.3.8.2 НП-001). Степень критичности характеризуется значением эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$) в каждой ограниченной системе, которая является частью системы обращения с ЯТ на АЭС. Основное нормативное требование, обеспечивающее с надёжным запасом подкритичность системы при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и при проектных авариях, —

эффективный коэффициент размножения нейтронов в системе, значение которого не должно превышать 0,95 (п.3.2 НП-061).

Для оценки предельного значения эффективного коэффициента размножения нейтронов при обращении с НОТВС в БВ ГК, БВ ХОЯТ и при внутристанционных перевозках ампулированного некондиционного ОЯТ (НОЯТ) и НГОТВС на Курской АЭС выполнены расчеты с использованием прецизионного программного комплекса MCU-RFFI/A с библиотекой MCUDAT-1.0. Согласно аттестационному паспорту программы, погрешность определения $K_{эф}$ для холодных водо-водяных систем с низкообогащенным (до 5 %) урановым топливом составляет $\pm 0,003$.

В работе проведены следующие основные этапы анализа ядерной безопасности:

- анализ ядерной безопасности в БВ ГК;
- анализ ядерной безопасности в ВТУК;
- анализ ядерной безопасности в БВ ХОЯТ.

Результаты расчётов получены для наиболее консервативного из возможных вариантов — свежего топлива начального обогащения 3,6 % ^{235}U (3,6 % ^{235}U — наиболее консервативный вариант по результатам предварительного расчёта; $\pm 0,05$ % ^{235}U — допуск изготовления). Топливо с начальным обогащением 3,6 % ^{235}U находится только на 1-м энергоблоке Курской АЭС и является наиболее малочисленным, в связи с этим при моделировании хранения НГОТВС и ампулированного НОЯТ в БВ ХОЯТ рассмотрен вариант наиболее реактивного по сравнению с остальными типами топлива — свежее топливо начального обогащения 2,4 % ($2,4 \pm 0,05$ % ^{235}U — допуск изготовления).

Анализ ядерной безопасности обращения с НОЯТ в БВ ГК показал:

- при размещении ампулированного НОЯТ в стапеле максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,50;
- для системы ампул с НОЯТ максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,93, при этом должно быть введено ограничение на общее количество ампул с НОЯТ, одновременно хранящихся в БВ ГК, не более 20;
- для системы НГОТВС в пеналах максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,90, при этом система должна удовлетворять условию — одна НГОТВС с обогащением 3,6 % по ^{235}U равномерно расположена среди 18 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и выгоранием 10 МВт·сут/(кг U).

При соблюдении указанных условий критерий ядерной безопасности в БВ ГК не нарушается.

Анализ ядерной безопасности транспортирования НОЯТ во ВТУК показал:

- при размещении ампул с НОЯТ во ВТУК максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,57;
- при размещении НГОТВС во ВТУК максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,59.

Критерий ядерной безопасности для ВТУК соблюдается при всех рассмотренных исходных событиях.

Анализ ядерной безопасности при обращении с НОЯТ БВ ХОЯТ показал:

- для системы ампул с НОЯТ в пеналах ПГ230 совместно с НГОТВС в пеналах ПГ102 максимальный $K_{эф}$ не превышает 0,73, при этом система должна

удовлетворять условию — одна ампула с НОЯТ с обогащением 3,6 % по ^{235}U , равномерно расположена среди 6 ампул с НОЯТ и 12 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и выгоранием 10 МВт·сут/кгU;

– для системы ампул с НОЯТ в пенах ПГ230 совместно с НГОТВС в пенах ПГ102 и кластерными дополнительными поглотителями (ДП) максимальный $K_{\text{эф}}$ не превышает 0,77, при этом система должна удовлетворять условию — 7 ампул с НОЯТ с обогащением 2,4 % по ^{235}U , равномерно расположены среди 9 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и трёх кластерных ДП;

– для системы ампул с НОЯТ в пенах ПГ230 совместно с НГОТВС в пенах ПГ102 и кластерными ДП максимальный $K_{\text{эф}}$ не превышает 0,75, при этом система должна удовлетворять условию — одна ампула с НОЯТ с обогащением 3,6 % равномерно расположена среди 6 ампул с НОЯТ с обогащением 2,4 % по ^{235}U , 8 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и 4 кластерных ДП;

– для системы НГОТВС в пенах в треугольной решётке с шагом 102 мм максимальный $K_{\text{эф}}$ не превышает 0,90, при этом система должна удовлетворять условию — одна НГОТВС с обогащением 3,6 % по ^{235}U равномерно расположена среди 18 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и выгоранием 10 МВт·сут/(кг U);

– для системы НГОТВС в пенах и кластерных ДП в треугольной решётке с шагом 102 мм максимальный $K_{\text{эф}}$ не превышает 0,94, при этом система должна удовлетворять условию — на 16 НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U приходится три кластерных ДП;

– для системы НГОТВС в пенах в треугольной решётке с шагом 102 мм максимальный $K_{\text{эф}}$ не превышает 0,92, при этом система должна удовлетворять условию — одна свежая НГОТВС с обогащением 3,6 % по ^{235}U равномерно расположена среди 14 свежих НГОТВС с обогащением 2,4 % по ^{235}U и 4 кластерных ДП.

При соблюдении указанных условий критерий ядерной безопасности в БВ ХОЯТ не нарушается.

В связи с тем, что при расчетном моделировании схем хранения были использованы зеркальные граничные условия на боковых поверхностях, можно утверждать, что совмещение различных схем хранения в БВ ГК и БВ ХОЯТ не нарушит критерий ядерной безопасности.

Сравнительный анализ коэффициентов реактивности для гадолиниевого и эрбиевого выгорающего поглотителя при использовании на удлинённых кампаниях в реакторах типа ВВЭР

А. С. Недобежкин

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция», Балаково

В. И. Савандер, А. Р. Музафаров

НИЯУ МИФИ, Москва

Ключевые слова: гадолиний, эрбий, запас реактивности, жидкостная система, коэффициенты реактивности, Серпент, неравномерность энерговыделения, выгорание

При увеличении длительности кампании ВВЭР возрастает создаваемый запас реактивности на повышенную длительность кампании. Компенсация жидкостной системой ограничено концентрацией бора в теплоносителе-замедлителе. Поэтому большую роль играют выгорающие поглотители, интегрированные в топливные элементы. В настоящее время в качестве такого поглотителя в реакторах типа ВВЭР используется природный гадолиний. Основным преимуществом гадолиния является высокое значение микросечения поглощения. В результате он успевает полностью выгореть за одну кампанию и не влияет на выгорание выгружаемого топлива. Однако сильный поглотитель оказывает влияние на степень неравномерности энерговыделения, как внутри отдельной ТВС на первой кампании, так и неравномерность поля энерговыделения по всей активной зоне (K_q) в радиальном направлении. Как правило, повышение степени неравномерности энерговыделения снижает среднее выгорание выгружаемого топлива.

В качестве альтернативы предлагается использование природного эрбия в качестве выгорающего поглотителя. Основное преимущество эрбия заключается в том, что его микросечение радиационного захвата примерно сравнимо с сечением поглощения урана-235, что дает возможность размещать его во всех твэлах и тем самым избегать неравномерности энерговыделения по ТВС. Однако эрбий, по причине относительно слабого захвата нейтронов, не полностью выгорает в течение всей кампании ТВС, что ведет к снижению среднего выгорания выгружаемого топлива, чем при использовании гадолиния. Для полного сравнения этих двух выгорающих поглотителей необходимо сопоставить их параметры внутренне присущих свойств безопасности, а именно: плотностной и полный температурный коэффициенты реактивности для состояния с максимальным запасом реактивности.

Для реализации поставленной цели рассматривается топливный цикл реактора ВВЭР на основе трехкратной частичной перегрузки топлива с обогащением топлива подпитки $x = 4,95$ % весовых без перестановок в процессе перегрузки. При этом возникающая избыточная реактивность компенсируется гадолиниевым и эрбиевым выгорающим поглотителем. Для эрбия наличие в тепловой области спектра резонанса в сечении захвата при энергии 0,41 эВ обеспечивает отрицательное значение спектральной составляющей полного температурного коэффициента

реактивности по замедлителю. Что касается плотностного коэффициента реактивности, то он в большей степени определяется максимальной концентрацией борного поглотителя в теплоносителе. Поэтому в первую очередь необходимо оценить максимальную концентрацию бора в теплоносителе, которая соответствует моменту времени, при котором реализуется максимальный запас реактивности. Следовательно, содержание выгорающего поглотителя в топливе необходимо выбрать таким образом, чтобы для обоих вариантов максимальные запасы реактивности совпадали. Именно для этих моментов времени, когда достигается максимальный запас реактивности, необходимо производить расчет коэффициентов реактивности. При условии применения трехкратной частичной перегрузки топлива без перестановок в активной зоне образуются повторяющиеся структуры, состоящие из 3 ТВС с различными длительностями облучения. Для эрбиевого варианта осуществляется равномерно размещение поглотителя во всех твэлах ТВС. При использовании гадолиния структура размещения твэгов по активной зоне, как и весовая загрузка гадолиния в твэгах, может быть разнообразной. В данной работе выбраны две альтернативные схемы размещения твэгов в ТВС. А именно, схема с большим количеством твэгов, расположенных симметрично так, что вокруг твэга размещается шесть твэлов. Схема с уменьшенным числом твэгов, которая содержит два ряда твэлов вокруг твэга. Расчеты проводились на нейтронно-физическом программном коде *Serpent* с использованием библиотеки ядерных данных *ENDFb7*.

О влиянии содержания ^{60}Co в конструкционных элементах ТВС на безопасность транспортирования ОТВС РУ ВВЭР-1000/1200

А. В. Курындин, А. М. Киркин, А. З. Каримов, Г. Д. Нуруллина, В. И. Рыбалка
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, гамма-излучение, моделирование переноса излучения, мощность дозы излучения, отработавшее ядерное топливо, радиационная безопасность, транспортный упаковочный комплект

В Российской Федерации и за рубежом возрастает количество строящихся реакторных установок ВВЭР, что в свою очередь влечет за собой увеличение количества ОЯТ, необходимого к вывозу с АЭС с реакторами типа ВВЭР. Обеспечение радиационной безопасности при вывозе отработавшего ядерного топлива с атомных электростанций с реакторными установками типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 является важной задачей. Кроме того, претерпели изменения характеристики ТВС РУ ВВЭР, в частности увеличилось высота топливного столба и начальное обогащение топлива; изменились режимы эксплуатации реакторов и возросло среднее выгорание топлива в ТВС. Изменение указанных характеристик обуславливает увеличение значения мощности дозы нейтронов и гамма-квантов на поверхности ТУК.

За последнее время разработаны и внедряются новые типы ТУК повышенной вместимости (до 18 ОТВС), такие как ТУК-153 и ТУК-137.

Мощность эквивалентной дозы на поверхности ТУК обуславливается источниками ионизирующего излучения от топлива и концевых элементов отработавших ТВС, загрязненных в ТУК.

Из большого числа радиоактивных нуклидов, образующихся в хвостовике и головке ТВС в процессе их облучения нейтронным потоком, для определения радиационных характеристик при временах выдержки более года важен только один нуклид — это ^{60}Co . Накопление ^{60}Co происходит в концевых элементах ТВС, в составе которых имеется примесь ^{59}Co . Величина этой примеси в марках стали, из которой изготовлены хвостовик и головка ТВС ВВЭР-1000 и ТВС ВВЭР-1200, может варьироваться в значительных пределах в зависимости от вида сырья, использовавшегося при изготовлении. Образующиеся при бета-распаде ^{60}Co высокоэнергетические фотоны могут внести существенный вклад в значение мощности эквивалентной дозы на боковой поверхности корпуса ТУК.

В докладе представлен анализ влияния содержания кобальта в концевых деталях ОТВС РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 на радиационную безопасность ТУК-153 и ТУК-137.

Метод подтверждения соблюдения нормативов выбросов радиоактивных веществ с использованием результатов радиационного контроля атмосферного воздуха

А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, М. Ю. Орлов, Н. Б. Тимофеев, Н. А. Шкляев

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: нормативы выбросов, безопасность объектов использования атомной энергии, радиационный контроль атмосферного воздуха

Осуществление органами регулирования и(или) их организациями научно-технической поддержки (далее — ОНТП) независимого от эксплуатирующей организации контроля выбросов объектов использования атомной энергии (далее — ОИАЭ) рекомендовано МАГАТЭ в качестве наилучшей практики, реализуемой, в частности, расчетным методом. Данный подход нашел свое отражение в регулировании безопасности в области использования атомной энергии в Российской Федерации. Так, в п. 1.2.1 НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», п. 3.2 НП-016-05 «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» и п. 1.2.2 НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» установлены требования о соблюдении нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ, а в заявлении «О политике Ростехнадзора в отношении развития расчетного моделирования процессов, влияющих на

безопасность объектов использования атомной энергии и(или) видов деятельности в области использования атомной энергии» указано, что одним из направлений государственной политики является применение расчетного моделирования в рамках научно-технической поддержки Ростехнадзора.

Согласно публикациям МАГАТЭ, применение указанного выше метода должно основываться на использовании результатов контроля радиационной обстановки окружающей среды. При этом фактором, способствующим объективности контроля окружающей среды, является его независимость от эксплуатирующей организации. Следует отметить, что указанный контроль на территории Российской Федерации осуществляется в том числе федеральными органами исполнительной власти, определенными Постановлением Правительства Российской Федерации от 10 июля 2014 г. № 639 «О государственном мониторинге радиационной безопасности».

Связь между результатами контроля окружающей среды и выбросами, осуществляемыми ОИАЭ, согласно МАГАТЭ, устанавливается на основе моделирования атмосферного переноса радиоактивных веществ. Для моделирования атмосферного переноса наиболее экспериментально обоснованной является гауссова модель. В отечественных документах РБ-106-21, РБ-134-17 представлены рекомендации к применению гауссовой модели для оценки радиационных последствий выбросов ОИАЭ при обосновании их безопасности.

В рамках доклада описан метод подтверждения соблюдения нормативов выбросов радиоактивных веществ с использованием результатов радиационного контроля атмосферного воздуха.

Расчетное моделирование устройства для утилизации натрия быстрых реакторов

К. В. Тыклеева, В. Н. Грабежной, С. В. Забродская, К. Г. Легких, В. Б. Смыков
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

С. М. Уляхин
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Ключевые слова: радиоактивные щелочные металлы, вывод ЯЭУ из эксплуатации, метод твердофазного окисления, экспериментальное устройство МИНЕРАЛ, БР-10, переработка Na

В мировой практике накоплен некоторый опыт по переработке больших объемов радиоактивных щелочных теплоносителей в связи с выводом ЯЭУ из эксплуатации. В АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» был проведен анализ различных способов переработки щелочных металлов и разработаны свои методы. Одним из них является твердофазное окисление щелочного металла шлаком медеплавильного производства (метод ТФО). В настоящее время техническая реализация метода ТФО переходит от экспериментальных устройств (МИНЕРАЛ-3, МИНЕРАЛ-30,

МИНЕРАЛ-50) и рабочих участков (модуль МАГМА в составе опытно-производственной установки БР-10) к полнофункциональному образцу установки МИНЕРАЛ для утилизации натрия с целью перевода его в безопасные формы, приемлемые для длительного хранения или захоронения.

При работе с установкой для переработки отработавших щелочных жидкометаллических теплоносителей (натрий, натрий-калий) необходимо учитывать дозовую нагрузку, получаемую персоналом, и знать максимально допустимое время нахождения персонала в непосредственной близости от этой установки. В данной работе была рассмотрена модель (в модель заложены основные узлы, входящие в состав всех установок типа МИНЕРАЛ) установки реализации метода ТФО, получены предварительные результаты по максимальным эффективным дозам на различных расстояниях от этой установки на определенных этапах работы устройства.

Данные результаты могут быть использованы при разработке и реализации концепции по выбору референтных технологий переработки Na с целью дальнейшего распространения технологий при выводе из эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX

А. А. Белов, В. П. Березнев, Н. П. Вабищевич, И. А. Игнатьев, А. Б. Исаков,
Д. А. Колташев, В. С. Потапов, О. И. Чертовских, Р. Е. Шурыгин
ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: интегральный код, ядерная безопасность, радиационная безопасность, реакторные установки на быстрых нейтронах, 3D-редактор, визуализация данных

Разработка любого проекта в области использования ядерной энергии сопровождается обоснованием ядерной и радиационной безопасности с последующей экспертизой в надзорных органах. В мире подобные задачи решаются компьютерными кодами, например, SCALE (США), RayXpert (Франция), СКАЛА (Россия), CRISTAL (Франция), КОРИДА (Россия).

Для этих целей в рамках проектного направления «Прорыв» в ИБРАЭ РАН разрабатывается интегральный код COMPLEX, в состав которого входят следующие модули:

- модули расчета активной зоны (DOLCE VITA и CORNER);
- модуль нуклидной кинетики (BPSD);
- модуль расчета источников ионизирующего излучения (RASTAS_M);
- 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).

Все модули аттестованы (кроме RASTAS_M) в Ростехнадзоре и используются при расчетном обосновании ядерной и радиационной безопасности реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем и объектов замкнутого ядерного цикла (ЗЯТЦ) в различных организациях атомной отрасли на территории Российской Федерации.

Разработка интегрального кода на базе существующих и зарекомендовавших себя программных средств позволяет обеспечить возможность моделирования различных нейтронно-физических процессов на различных этапах проектирования и эксплуатации объектов использования атомной энергии с использованием единого пользовательского интерфейса, библиотек ядерно-физических данных, системы пре- и пост-процессинга.

В коде COMPLEX используется такое понятие как сценарий расчета. Сценарий расчета представляет собой конкретную последовательность вызова расчетных модулей и передачи данных по вычислительной цепочке. В настоящий момент общее число возможных сценариев равно 16. Сценарии с 1 по 6 предполагают формирование задания, организацию запуска на расчет отдельных модулей с последующим просмотром результатов посредством единой графической оболочки. Сценарии 7 и 8 в настоящее время валидированы для моделирования кампании тепловыделяющей сборки (ТВС) в приближении бесконечная решетка. Сценарии 9 и 10 предназначены для решения защитных задач для устройства, аппарата, контейнера, в котором есть источник радиоактивного излучения с известным нуклидным составом. Сценарии 11 и 12 — расширение 9 и 10 сценариев за счет учета эволюции состава радиоактивного материала (пример: модель транспортного упаковочного комплект со свежей ТВС с двухлетним хранением после производства). Сценарии 13—16 предназначены для моделирования кампании ТВС и последующего расчета защитной задачи для конфигурации, в которой эта ТВС будет находиться.

В 2023 году разработана первая версия 3D-редактора кода COMPLEX, обладающая минимально необходимой функциональностью для подготовки простых входных файлов для модулей ODETTA и MCU-FR. Единый 3D-редактор предназначен для построения геометрических и материальных моделей объектов использования атомной энергии и формирования входных файлов указанных модулей.

Верификация и валидация каждого модуля, как автономного, выполнена в полном объеме, также в рамках кода COMPLEX проводилась верификация и валидация связей модулей (сценариев расчета). Процедура экспертизы кода в ФБУ «НТЦ ЯРБ» закончилась выдачей аттестационного паспорта № 594 20 декабря 2023 года. В паспорте содержится погрешности расчетных параметров как для каждого расчетного модуля, так и для сценариев.

Программа по расчету прохождения гамма-квантов через вещество в рамках пакета программ САПФИР

А. А. Гусев, Д. Т. Иванов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: гамма-кванты, метод Монте-Карло, задача на прохождение, доза излучения, задание источника излучения, методы регистрации частиц, погрешность метода Монте-Карло

В отделе анализа ядерной безопасности объектов использования атомной энергии (ОАЯБ ОИАЭ) ведутся работы по разработке нового комплекса программ для решения комплексных вопросов безопасности при обращении с топливом на АЭС.

При этом, если раньше проводились в основном оценки ядерной безопасности при обращении с топливом по значению $K_{эф}$, то сейчас в задачи входит комплексное рассмотрение безопасности при обращении с выгоревшим топливом, то есть с учётом кредита выгорания.

Круг рассматриваемых проблем расширился за счёт включения вопросов:

- повышение точности расчётов изменения изотопного состава, включая определение источников излучения с выгоревшего топлива;
- введение обоснованного учёта кредита выгорания при решении вопросов ядерной безопасности средств обращения с выгоревшим топливом;
- рассмотрение вопросов распределённой кинетики нейтронных процессов с обратными связями, для оценки безопасности при запроектных авариях;
- глубокие прохождения нейтронного и гамма-излучений через конструкции средств обращения с топливом.

В целях создания российского инструмента комплексного анализа безопасности в рамках пакета программ САПФИР была создана программа B80GR по расчёту прохождения гамма-излучения через вещество.

Для проведения кросс-валидации программы B80GR была выбрана американская программа MCNP.

Для того чтобы сравнение программ B80GR и MCNP не зависело от различий в использованных ядерных данных, при помощи программы GRUCON составлены идентичные библиотеки в формате ТЕМБР и ACE на основе ENDF/B-VII.1.

Проведена работа по настройке программ B80GR пакета САПФИР:

1. Реализованы варианты регистрации частиц:

- а) проходящих через поверхность сферы, которая окружает источник излучения;
- б) проходящих через поверхность цилиндра, который окружает источник излучения;
- в) проходящих через поверхность сферы, которая находится в стороне от источника излучения, имитируя тем самым точечный детектор;
- г) регистрация частиц в зонах построенной модели, с определением типа взаимодействия.

2. Реализованы варианты задания источника излучения:

- а) точечный источник излучения с заданной энергией;
- б) объёмный источник излучения с заданным спектром.

3. Добавлена возможность использования локальной оценки потока излучения в заданной области.

В рамках кросс-валидации проведены расчёты потоков излучения программами B80GR и MCNP в тестовых и бенчмарк-моделях.

Секция 4.

НЕЙТРОННАЯ КИНЕТИКА И НЕСТАЦИОНАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ

Пространственная нейтронная кинетика. Подводя итоги

М. Н. Зизин

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: пространственная кинетика, тестовые задачи, реактивность, органы регулирования, запаздывающие нейтроны, интеллектуальная программная система ShIPR

Доклад инспирирован выходом в свет книги «Пространственная нейтронная кинетика. Тестовые задачи. Учебное пособие» (Москва, Вологда: Инфра-Инженерия, 2024. — 272 с.), над которой автор с разной степенью интенсивности трудился последние десять лет.

Пространственной нейтронной кинетике отдано более четверти века и кажется возможным подвести некоторые итоги.

В пространственной нейтронной кинетике две основные задачи — решение уравнения переноса и обращённое решение уравнения кинетики (ОРУК). Большая часть проблем связана с последним. Теоретически постулируемая тождественность значений реактивности, получаемых из обращённого решения уравнения кинетики и прямых расчётов критичности на момент окончания возмущения, далеко не всегда получается на практике, особенно при многогрупповых вычислениях. Автор только к 2020 году с хорошей точностью подтвердил на практике тождественность реактивностей при расчётах быстрых реакторов. Все эти годы накапливаемые знания в виде программ, их сочленений и наборов данных помещались в базу данных системы ShIPR. Писались формулы, доклады, отчёты препринты и статьи, пополнялся набор тестов.

Самые большие трудности всегда были с кросс-верификацией создаваемых программ.

В 2018 г. с трудом уговорённый Е.Ф. Селезнёв предложил тест, сделанный из стационарной модели быстрого реактора с металлическим топливом MET-1000. Большие (~ 25 %) расхождения в расчётах мощности и реактивности при моделировании мгновенного падения всех органов регулирования стимулировали привлечение к процессу кросс-верификации П.А. Фомиченко, К.Ф. Раскача и В.Г. Зимина. Выпали только результаты Е.Ф. Селезнёва. Но именно на возне с этим тестом удалось свести концы с концами, вылизать формулы и программы, и результаты прямых расчётов реактивности полностью совпали с расчётами по ОРУК.

Основные достижения:

1. В расчёты реактивности внедрена формула ОРУК с дифференциальной формой источника ЗН, не содержащая интеграла, и первая доказавшая реальность достижения тождественности значений реактивности, получаемых из ОРУК и в прямых расчётах критичности. Это обосновало возможность использования последних как эталона при оценке точностей разных вариантов оценки реактивности.

2. Подтверждена гипотеза, что кроме неточностей в реализуемых формулах, основной причиной несовпадения реактивностей, рассчитанных прямым методом и с помощью ОРУК, являются сложности вычисления интеграла в формуле ОРУК. Иногда причиной расхождений бывает неоправданное использование приближения мгновенного скачка, когда пренебрегают вкладом в реактивность членом с производной потока по времени.

3. Выведены и проверены на практике формулы усреднения кинетических параметров по нуклидам и физическим зонам.

4. Получение точных результатов обеспечило отдельные источники мгновенных и запаздывающих нейтронов на всех этапах расчёта, включая стационарные расчёты потоков и ценностей нейтронов.

5. Внедрена стратегия пересчёта концентраций предшественников запаздывающих нейтронов в заранее заданном числе обязательных внешних итераций IT_{min} при решении пространственно-временного уравнения переноса, поскольку он позволяет повысить точность расчёта реактивности.

6. Проверена возможность использования стационарной программы переноса нейтронов с внешним источником вместо нестационарной.

7. Внедрён предварительный расчёт плотности нестационарных потоков без внесения возмущений, что позволяет выявлять ошибки в программах и/или в исходных данных на более ранних этапах длительного вычислительного процесса.

8. Исследована информативность моделирования мгновенного сброса органов регулирования.

9. Реализована возможность расчётов с переменным шагом по времени при моделировании движения органов регулирования. До вычищения алгоритмов расчёты с переменным шагом по времени давали заметные ошибки.

10. Созданы программы выбора расположения ионизационных камер на основе результатов моделирования нескольких сценариев движения органов регулирования.

11. Исследована система из девяти тестовых задач для пространственной нейтронной кинетики с разумным сочетанием точности и времени расчёта. Часть проблем может решаться на редуцированных моделях с симметрией 60° .

Нерешённые проблемы:

1. В двухгрупповой задаче с моделированием движения органов регулирования в реакторах типа ВВЭР были замечены существенные расхождения значений реактивности, получаемых в процессе движения органов регулирования в прямых расчётах критичности и с помощью ОРУК. В многогрупповых расчётах этот эффект не наблюдался.

2. При расчёте реактивности с помощью классического варианта ОРУК не найден способ использования ценности нейтронов на тот же момент времени, на который рассчитываются плотности потоков нейтронов.

3. Моделирование перекомпенсации симметрично расположенных органов регулирования в быстром реакторе. Мощность после перекомпенсации не выходит на прежний уровень.

Общие выводы по результатам создания и расчёта тестов:

1. Работы по расширению набора пространственно-кинетических тестов желательно продолжать по двум направлениям – превращение уже имеющихся стационарных тестов в нестационарные и создание новых тестов.

2. Пространственно-кинетические тесты должны включать в себя не только изменение мощности во времени, но и расчёт изменения реактивности во времени, а также в ряде случаев расчёт локальных значений плотности потока нейтронов и функционалов от плотности потока и ценности.

3. Для максимального приближения ОРУК к тождеству разделение сечений размножения, используемых с соответствующими спектрами деления, надо внедрять везде – и при расчёте плотности начальных стационарных потоков, и при расчёте ценностей, и при расчёте ценностей нейтронов деления и эффективной доли ЗН. И обязательно использовать «возмущённую» ценность при решении задач с вводом органов регулирования.

4. Для недиффузионных программ с временной зависимостью следует выбирать тесты, где недиффузионность значимо влияет на мощность и реактивность.

5. Подстановка в ОРУК плотностей потока, имитирующих токи отдельных ионизационных камер, даёт ухудшающиеся результаты при реактивностях больше β_{eff} , когда перестаёт работать точечное приближение уравнения кинетики.

Анализ нейтронно-физических параметров высокопоточного импульсного реактора НЕПТУН

Д. Г. Черешков

ОИЯИ, Дубна

Ключевые слова: импульсный источник нейтронов, нептуний-237, быстрый реактор нового поколения, доля запаздывающих нейтронов

С целью успешного продолжения программы нейтронных исследований после окончания срока эксплуатации ИБР-2М и удовлетворения новых требований возникает необходимость в разработке концепции нового реактора высокого класса НЕПТУН, который будет, как и ИБР, уникальным, но более мощным, конкурентноспособным среди мировых установок инструментом для физиков, биологов и создателей новых веществ и наноматериалов.

Так как запланировано повысить плотность потока НЕПТУНа на порядок в сравнении с ИБР-2М, которое позволит исследовать совершенно новые объекты и проводить более обширный анализ результатов исследований в реальном времени, то главная цель лаборатории — проведение хорошего обоснования научной ценности этого нового источника под научным руководством Е.П. Шабалина (реакторная установка) и В.Л. Аксенова (физические исследования на нейтронных пучках).

Как правило, рассматриваются один или два варианта реактора из числа признанных реализуемыми на этапе концептуального проектирования при совместной научно-исследовательской работе ОИЯИ и АО «НИКИЭТ» (ГК «Росатом»). Выбор конкретного варианта компоновки активной зоны является важнейшим моментом и ключевой точкой всего проекта сооружения реактора НЕПТУН.

В данной работе будет проанализирован оптимальный вариант исполнения высокопоточного импульсного источника нейтронов периодического действия и проведена дальнейшая проработка концепции импульсного быстрого реактора. Разработка реактора включает в себя научно-исследовательские работы по исследованию кинетики реактора и динамики импульсов мощности, разработке нитридного топлива на основе ^{237}Np , оптимизации конструкции основных элементов реакторной установки, оптимизации конфигурации комплекса замедлителей. Одним из вариантов оптимизации нейтронно-физических характеристик является изменение изотопного состава топливной композиции для снижения неравномерностей энерговыделения по твэлам с целью достижения желательного среднего времени жизни поколения нейтронов и создания условий для стабильной работы реактора. Для получения необходимого спектра нейтронов и требуемого потока нейтронов выполнена оптимизация теплового и холодного замедлителей. При этом конструктивные особенности реактора должны быть обоснованы с точки зрения его безопасной эксплуатации.

В настоящей работе излагаются основы конструкции и предполагаемые параметры импульсного реактора периодического действия с ядерным топливом на основе ^{237}Np . Главная особенность изотопа ^{237}Np , в отличие от традиционных ядерных композиций на основе ^{235}U и ^{239}Pu , — это пороговый характер сечения деления (эффективно делится при энергии нейтронов более 0,4 МэВ). Вследствие этого получены следующие преимущества реактора: время жизни поколения быстрых нейтронов в зоне с нептунием (~ 10 нс), которое приводит к получению более короткой вспышки нейтронов; низкое значение эффективной доли запаздывающих нейтронов обуславливает снижение фоновой мощности в промежутках между импульсами в сравнение с реактором ИБР-2М; практически отсутствует эффект снижения реактивности при выгорании топлива за счёт наработки ^{238}Pu ; возможность повышения эффективности модулятора реактивности за счет использования материалов с хорошими замедляющими нейтроны свойствами.

Алгоритм расчета коэффициентов неравномерности энерговыделения реактора ВВЭР в условиях режимов маневрирования мощностью

Г. А. Рябов, М. А. Увакин, М. В. Антипов, А. Л. Николаев, И. В. Махин

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, реактор ВВЭР большой мощности, коэффициент неравномерности, модель горячих каналов, органы регулирования

Материалы доклада относятся к серии работ, выполняемых в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в рамках развития методов алгоритмов и программ для численного моделирования процессов на реакторе ВВЭР с учётом особенностей ряда физических процессов в условиях маневренных режимов. В настоящей работе рассматривается проблема расчета коэффициентов неравномерности поля энерговыделения реактора, основной особенностью которой является корректный переход от модели расчета нейтронно-физических характеристик к модели расчета динамических процессов. Для связанного моделирования процессов в РУ ВВЭР используется программный комплекс КОРСАР/ГП. Для расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны используется программа САПФИР_95&RC.

В работе предлагается универсальный подход для оценки коэффициентов пространственной неравномерности для наиболее теплонапряженных твэлов в условиях динамического процесса маневрирования мощностью. Модель динамического расчета имеет детализацию до уровня тепловыделяющей сборки и оценку экстремальных параметров проводится при помощи модели «горячих каналов». Предлагаемый подход основан на построении многомерного фазового пространства, в котором коэффициенты потвэльной неравномерности представлены как функция нейтронной мощности активной зоны и положения управляющих групп органов регулирования. Опорные точки для построения пространства выбираются по результатам стационарного нейтронно-физического расчета с детализацией до уровня отдельного тепловыделяющего элемента. При проведении связанного динамического расчета для максимального значения коэффициента пространственной неравномерности строится фазовая траектория, описывающая его приращение при изменении мощности реактора и перемещении задействованных в переходном процессе групп органов регулирования.

По результатам работы делается ряд практически значимых выводов, касающихся наиболее корректного использования модели «горячих каналов» для проведения консервативных оценок параметров локального энерговыделения при маневрировании. Предлагается оптимальный ряд вариантов для проведения нейтронно-физического расчета в целях получения необходимых исходных данных для связанного моделирования динамических процессов. Обсуждаются алгоритмы подготовки параметрической библиотеки малогрупповых констант для расчетов маневренных режимов. Также в целом анализируются перспективные направления развития использованного подхода для современных типов реакторов ВВЭР.

Моделирование нейтронной кинетики в трехмерных тестах бенчмарка C5G7-TD по программе КИР

**В. И. Белоусов, В. Ф. Бояринов, В. Д. Давиденко,
И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: групповой физический модуль МАГМА, программа КИР, анизотропное рассеяние, аналоговый метод Монте-Карло, модуль изменения геометрии модели, запаздывающие нейтроны, нестационарные процессы, кинетический тест C5G7-TD, MOX-топливо, малогрупповые сечения, макроконстанты, нестационарные тесты, потвэльное распределение мощности, трехмерная модель PWR, движение органов СУЗ

Рассматривается программа КИР с использованием физического модуля MAGMA (МалоГрупповой Модуль с учётом Анизотропного рассеяния) и подмодуля MOVING_CR (Передвижение Контролирующих Стержней). Программа КИР предназначена для решения стационарного и нестационарного уравнения переноса нейтронов на основе аналогового метода Монте-Карло. В модуле MAGMA реализованы алгоритмы взаимодействия нейтронов с веществом по групповым сечениям и макропараметрам с учётом анизотропного рассеяния. В физическом модуле учитываются параметры запаздывающих нейтронов, что позволяет моделировать нестационарные процессы. Данный модуль был верифицирован на стационарных задачах бенчмарка C5G7 и двумерных кинетических задачах C5G7-TD. Модуль MOVING_CR предназначен для изменение трехмерной геометрии во времени, что, в частности, позволяет моделировать кинетические процессы, возмущение в которых обеспечиваются изменением положением органов регулирования и защиты.

Трехмерная модель бенчмарка представляет собой активную зону легководного реактора типа PWR, которая состоит из восьми тепловыделяющих сборок с уранидioxidным топливом и восьми сборок с MOX-топливом, окружённых слоем отражателя. Материальный состав активной зоны представлен в виде малогрупповых сечений и макроконстант.

Рассматриваются трехмерные тесты бенчмарка C5G7-TD. Тесты включают в себя 4 упражнения с изменением положения групп органов регулирования с различными сценариями и одно упражнение с изменением плотности теплоносителя. Полученные результаты программы КИР сопоставляются с результатами программ SUHAM-3D-TD, RMS, MPACT и nTRACER. Результаты расчёта приведены в виде изменения скорости реакции деления по времени (16 секунд) для каждого тестового упражнения. Также в результатах представлено изменение потвэльного распределения скорости реакции деления в зависимости от времени, которое сопоставлялось с расчетными данными программы SUHAM3D-TD.

Анализ подкритичности при запроектной аварии с длительным прекращением отвода тепла на разуплотненном реакторе для РУ с ВВЭР-1200

А. В. Тихомиров, О. В. Степанов, М. М. Бедретдинов, А. Д. Джаландинов

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: запроектная авария, ядерное топливо, реактор ВВЭР, метод Монте-Карло

Авария на АЭС «Фукусима» показала возможность долговременной потери отвода тепла в условиях полного обесточивания как системами нормальной эксплуатации, так и системами безопасности, в том числе спроектированными для управления ЗПА. В современных проектах АЭС-2006/ТОИ реализованы системы безопасности, позволяющие надежно охлаждать топливо в реакторе для всех эксплуатационных состояний, в том числе и при возникновении аварии на разуплотненном реакторе, при этом отвод тепла от реактора осуществляется за счет пассивных систем безопасности, не требующих наличия электроснабжения собственных нужд на период вплоть до 24 ч (АЭС-2006) или до 72 ч (проект ВВЭР-ТОИ). В течение указанного времени оперативный персонал восстанавливает электропитание каналов систем безопасности за счет подключения дизель-генератора. Подача охлаждающей воды в реактор может осуществляться из бака-приямка, за счет накопленного за время аварии конденсата. Поскольку конденсат может содержать пониженную концентрацию борной кислоты, задача обоснования подкритичности активной зоны при подаче подпитки «чистого» конденсата является весьма актуальной.

С целью анализа подкритичности активной зоны при запроектной аварии выполнены теплофизические расчеты с учетом инженерной методики по коду СОКРАТ. С использованием полученных результатов разработаны исходные данные для анализа подкритичности активной зоны. Расчетный анализ проведен с использованием прецизионной программы TDMCC на основе метода Монте-Карло. Программа верифицирована и аттестована для задач с моделированием активных зон РУ с ВВЭР. При проведении расчетов по программе TDMCC использовалась библиотека MCCNUC на основе файлов ENDF-B/VI.

С учетом максимального использования возможностей программы разработана трехмерная модель активной зоны РУ с ВВЭР-1200, в которой моделируется начало работы первой топливной загрузки Ленинградской АЭС-2.

По результатам проведения расчетов определены направления дальнейших действий по улучшению расчетной методики, а также могут быть разработаны предварительные рекомендации для персонала АЭС в части порядка проведения компенсирующих мероприятий при ликвидации запроектной аварии.

Секция 5.

ЧИСЛЕННЫЕ МЕТОДЫ, АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Программный комплекс КИР и его возможности

**В. И. Белоусов, Е. А. Гомин, М. И. Гуревич, В. Д. Давиденко, К. О. Дудкин,
И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан, М. Р. Малков, А. Н. Писарев, К. Г. Чернов**
НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: уравнение переноса, метод Монте-Карло, программа КИР, оценённые ядерные данные, прецизионные расчёты, ядерные реакторы, нейтронная кинетика

Рассматривается программный комплекс КИР, предназначенный для моделирования нейтронно-физических стационарных и нестационарных процессов на основе метода Монте-Карло в системах с трёхмерной геометрией в однородной и неоднородной среде. Расчёт нестационарных процессов осуществляется на основе приближенных методов и прямого метода Монте-Карло с учётом запаздывающих нейтронов. Последний позволяет проводить прецизионные расчёты нейтронной кинетики без каких-либо приближений, связанных с дискретизацией по времени, энергии и пространству, а история нейтрона моделируется на основе файлов оценённых ядерных данных.

Программный комплекс существенно расширяет область применения метода Монте-Карло в проектной практике и может быть использован в задачах моделирования быстропротекающих переходных процессов при нормальной эксплуатации и в аварийных режимах работы реактора, вызванных движением органов регулирования или изменением плотности теплоносителя в отдельных областях реактора и других ЯЭУ. Кроме того, комплекс может быть применён для создания математических бенчмарков при верификации программ инженерного класса.

В статье представлено краткое описание комплекса КИР, его ключевых возможностей и особенностей архитектуры. Также приводятся примеры решений некоторых задач, показывающих широкий спектр возможностей применения данного программного комплекса.

Расчетное моделирование физического пуска быстрого реактора со свинцовым теплоносителем

А. П. Жирнов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, С. А. Ламанов,
В. В. Войтехова, В. К. Давыдов, В. И. Хахулин

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, свинцовый теплоноситель, физический пуск, детекторы контроля плотности потока нейтронов

В настоящее время реализуется проект по созданию быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300. Для осуществления крупномасштабного развития ядерной энергетики, отвечающей современным требованиям к реакторам нового поколения, проектируется конкурентоспособный коммерческий энергоблок БР-1200 электрической мощностью 1200 МВт.

Физический пуск быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем включает загрузку ТВС, формирование стартовой загрузки, работы по выводу реактора в критическое состояние и проведение измерений нейтронно-физических характеристик реактора. В процессе физического пуска, в том числе при загрузке ТВС в активную зону, осуществляется непрерывный контроль плотности нейтронного потока и скорости его изменения. Для повышения скорости счета в детекторах на этапе физического пуска будет дополнительно использована дополнительная система контроля физического пуска с детекторами, размещенными в области над а.з. Для расчетов физического пуска используется ПК MCU-BR и FACT-BR.

В работе определен порядок загрузки ТВС и сцепления РО СУЗ. Первое сцепление стержней РО СУЗ и их извлечение в нижнее рабочее положение предлагается произвести при достижении $K_{эф}$ приблизительно равного 0,9. Второе сцепление стержней органов СУЗ и их извлечение в нижнее рабочее положение предлагается произвести при достижении $K_{эф}$ приблизительно равного 0,98. Третье сцепление стержней органов СУЗ и их извлечение в нижнее рабочее положение предлагается провести в состоянии с минимальной критической массой с извлеченными РО СУЗ. В данных состояниях производится оценка эффективности РО СУЗ. При измерении эффективности РО СУЗ по показаниям штатных детекторов проявляются пространственные эффекты, которые могут исказить экспериментальные значения. Анализ пространственных эффектов проводится с использованием ПК FACT-BR с групповой проблемно-ориентированной библиотекой констант путем сброса соответствующего стержня и использования методики обращенного интегро-дифференциального уравнения кинетики.

По результатам физического пуска для формирования стартовой загрузки быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем располагаются ТВС с постоянным компенсатором реактивности, которые компенсируют избыточную реактивность, учитывающую расчетные погрешности и технологические отклонения при изготовлении топлива и ТВС.

Для измерения нейтронно-физических характеристик реактора на этапе физического пуска должна быть проведена серия экспериментов, согласно программе экспериментов. В работе представлены предложения в программу экспериментов на этапе физического пуска. Предложены эксперименты по определению критических параметров активной зоны, температурно-мощностного эффекта реактивности, эффективности стержней СУЗ и СПОС, гидродинамический эффект реактивности, энерговыделения в ТВС.

Разработка метода решения многогруппового уравнения диффузии для расчета реакторов на быстрых нейтронах

В. В. Семишин, Д. И. Алексеев

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва

О. Ю. Кавун

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: Десна, нейтронно-физические расчеты, реактор на быстрых нейтронах

Невозможность использования двухгрупповых моделей расчета нейтронно-физических характеристик всех современных быстрых реакторов требует создания новых методик, основанных на многогрупповых методах. С учётом имеющихся на сегодняшний день вычислительных мощностей, данная задача является вполне реализуемой.

За основу взята программа Desna8, написанная на языке FORTRAN и предназначенная для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР. В результате анализа исходного кода данной программы предложены способы корректировки нескольких командных блоков, отвечающих за расчет значений потоков нейтронов для семи узловых точек на каждую кассету. Реализация такого подхода позволяет пользователю самостоятельно определять энергетические интервалы и задавать количество групп нейтронов до 26. В основу самого расчета положен метод конечных разностей.

С целью ускорения процесса сходимости программы были оптимизированы командные блоки считывания и интерполяции нейтронно-физических констант в каждой расчетной точке за счет изменения структуры передаваемой библиотеки и снижения количества элементов матрицы рассеяния.

Снижение эффекта потери частиц в задачах переноса ионизирующего излучения в воздухе от поверхностного углового источника в DS_N -методе дискретных ординат

А. А. Николаев, А. Ю. Тарасов

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: DS_N -метод дискретных ординат, расчеты защитных экспериментов, реакторы на быстрых нейтронах, эксперимент Jasper Radial Shield, расчета переноса излучений, FRIGATE

Задача валидации детерминистических DS_N -кодов расчета защиты подразумевает расчеты защитных экспериментов. Для расчета защитного эксперимента необходимо смоделировать источник излучений и саму экспериментальную конфигурацию. Серия защитных модельных экспериментов Jasper Radial Shield содержит десятки конфигураций защиты реактора на быстрых нейтронах, что обуславливает его высокую практическую значимость для валидации защитных кодов. Как правило, источник излучений в модельных экспериментах задается как изотропный и объемно-распределенный. Методы расчета переноса излучений от такого типа источника согласованы с методом решения уравнения переноса. Эксперимент Jasper Radial Shield является уникальным в том смысле, что здесь источник излучений определен иначе, в виде неравномерной пространственно-энерго-угловой плотности потока, испускаемого поверхностью сферы (или, в частном случае, диска) в воздух. Возможность расчета переноса излучений от поверхностного источника редкость в DS_N -программах. Возможно, поэтому опубликованные данные по расчетам этого эксперимента малочисленны. При расчетах эксперимента по FRIGATE в 3D-постановке было установлено, что применение классических DS_N -схем (DD, EM, SBA-DDL) дает результат, заниженный на десятки процентов.

Для детального изучения причин этого эффекта и выработки мер против снижения точности были разработаны две упрощенные трехмерные тестовые модели, аппроксимирующие Jasper Radial Shield в части поверхностного источника и модификатора спектра. На данных моделях в расчетах по FRIGATE также было получено занижение расчетного результата в поверхностных слоях защитной композиции после прохождения излучения в воздухе (на 15 % для дискового источника, и до 50 % для сферического источника) в сравнении с результатами, полученными с использованием метода первых столкновений и по Монте-Карло коду TDMCC. Расчеты по DS_N -коду THREEDANT также показали аналогичное занижение на 15 % для модели с дисковым источником.

В настоящей работе разобраны причины этого негативного эффекта и предложен метод его существенного снижения, согласованный с численной схемой. Интегральные результаты в плотности полного потока в верхнем слое стали модификатора спектра без и с применением метода для модели с плоским поверхностным источником представлены в таблице.

Сравнение с Монте-Карло кодом TDMCC для 3D-модели с плоским поверхностным источником

Программа	FRIGATE							TDMCC	
Тип источника	Поверхностный					Объемный в малой толще	Точечный (400 точек)	Поверхностный	
Тип сетки	Гексаэдры						Тетраэдры	-	
Метод расчета	DS _N						DS _N & FCS ¹⁾	Монте-Карло	
Схема	SBA-DDL0		DDL0		EM & DDL0	DDL0	DDL0	LD0	-
Предложенный метод	выкл.					вкл.	-	-	-
S _N -приближение	S ₁₆	S ₁₆ & S ₁₂₈ ²⁾	S ₁₆	S ₃₂	S ₁₆	S ₁₆	S ₁₆	S ₁₆	-
Отличие от TDMCC, разы	0,85	0,85	0,85	0,86	0,86	1,00	0,96	1,00	1,00

¹⁾ Метод источника первых столкновений

²⁾ С использованием локального уплотнения квадратурных узлов с S₁₆ до S₁₂₈

Моделирование выгорания топливных элементов ВТГР в комплексе SCALE и сравнение с результатами бенчмарка

А. В. Саляев, С. Г. Усынина

АО «ОКБМ Африкантова», Нижний Новгород

Ключевые слова: ВТГР, микротвэлы, метод Монте-Карло, SCALE 6.2.4, KENO-VI, ORIGEN, расчет выгорания топлива, ENDF/B-VII.1, TRITON

Объектом исследования является топливо высокотемпературных газовых реакторов (ВТГР). Основные особенности и преимущества ВТГР определяются применением в них топливных элементов на основе микротвэлов — топливных частиц с многослойным защитным керамическим покрытием TRISO, — размещенных в шаровых твэлах или в цилиндрических топливных компактах и графитовых блоках. Таким образом, возникает необходимость учета двойной гетерогенности, т. е. эффектов в области резонансных энергий (резонансной экранировки) как на микротвэлах, так и на шаровых твэлах или топливных компактах. Для учета данной особенности топлива ВТГР разрабатываются специальные расчетные методики и программы, учитывающие сложную структуру топливных сборок. В связи с трудностью получения экспериментальных данных такие программы требуют, в том числе, проведение кросс-верификации, свидетельствующей о правильности

заложенных в программу методов и алгоритмов, а также адекватности используемых библиотек констант.

Наиболее точными программами для моделирования и расчета сложных систем являются программы, реализующие метод Монте-Карло. Точность расчета по таким программам обусловлена, в основном, имеющимися неопределенностями в микросечениях ядерных реакций взаимодействия излучений с веществом. Программы, входящие в комплекс SCALE 6.2.4, в том числе модуль KENO-VI, реализующий метод Монте-Карло, а также модуль расчета выгорания ORIGEN позволяют практически точно моделировать выгорание топливных сборок ВТГР. Рассмотренные различные способы моделирования топливных компактов и компактов выгорающего поглотителя с помощью встроенного в комплекс средства (тип ячейки DOUBLENET) и путем задания микрочастиц ВП в графитовой матрице показали согласие рассчитываемых характеристик с результатами, полученными путем прямого моделирования топливного блока ВТГР с использованием поточечной библиотеки сечений, в пределах 1—2 %.

Для исследования поведения топливных элементов в процессе облучения проведено моделирование выгорания различных конфигураций среды, выполненное на основе данных расчетного бенчмарка, проведенного под эгидой рабочей группы Агентства по ядерной энергии по научным проблемам реакторных систем (WPRS). Расчет выгорания выполнен с использованием программного комплекса SCALE 6.2.4 с использованием расчетного модуля, реализующего метод Монте-Карло, с многогрупповой библиотекой сечений на базе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1 и модуля расчета выгорания ORIGEN, входящих в состав данного комплекса. Подготовка библиотеки констант, в том числе одnogрупповых микросечений для расчета выгорания, проводилась с использованием управляющего модуля TRITON в последовательностях T DEPL 1D (простая многозонная ячейка — микротвэл) и T6-DEPL (шаровой топливный элемент или призматический топливный блок).

Проведенное сравнение результатов расчета ряда исследуемых характеристик — коэффициента размножения, концентрации нуклидов и спектральных индексов — показало хорошее согласие с данными участников бенчмарка, а также позволило выполнить верификацию комплекса SCALE 6.2.4 совместно с библиотеками нейтронных микросечений.

Исследование влияния изотопного состава топлива на нейтронно-физические характеристики РУ БР-1200

А. П. Жирнов, В. К. Давыдов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, В. И. Хахулин
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: реактор БР-1200, нейтронно-физический расчет, свинцовый теплоноситель, изотопный состав плутония

При формировании проекта реактора БР-1200 в стартовой загрузке используется нитридное уран-плутониевое топливо на основе плутония, полученного из ОЯТ ВВЭР после 25-летней выдержки и очищенный перед изготовлением топлива от минорных актинидов. Фактический же состав плутония может существенно отличаться от проектного. В работе рассмотрены варианты топливного состава с использованием плутония из стартовой загрузки БН-1200, бланкета БН-800, ОЯТ МОХ ВВЭР, ОЯТ ВВЭР без выдержки. В докладе представлены оценки возможных отклонений запаса реактивности реактора для стартовой загрузки активной зоны для различных составов плутония. Выполнен расчет плотности топливного столба и массовой доли плутония в топливе стартовой загрузки, необходимой для работы реактора на начальном этапе эксплуатации с различным составом топлива. Дополнительно проведена оценка влияния содержания ^{235}U в уране подпитки на нейтронно-физические характеристики БР-1200.

В зависимости от изотопного состава плутония отклонение запаса реактивности от проектного варианта могут быть значительными. Необходимо выполнять корректировку плотности топливного столба и массовой доли плутония в зависимости от поставляемого изотопного состава плутония.

Расчет кампании на начальном этапе эксплуатации РУ БР-1200 проведен по двум аттестованным кодам FACT-BR и MCU-BR. При замене изотопного состава плутония БР-1200 на изотопные составы других вариантов, наблюдается перераспределение скоростей реакций поглощения и деления среди плутониевых изотопов. Поскольку реактивностные веса изотопов ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu имеют различные значения, то ход реактивности по кампании для различных вариантов изотопного состава плутония будет отличаться. Выполнен анализ возможных вариантов компенсации избыточной реактивности на начальном этапе эксплуатации для различных типовых составов плутония. При использовании изотопного состава плутония ОЯТ МОХ ВВЭР и БН-800 стратегия перегрузок ПКР и штатных ТВС совпадает с вариантом БР-1200. Для моделей с изотопным составом плутония ОЯТ ВВЭР, БН-1200 введены корректировки использования ПКР. Для рассматриваемых вариантов определена схема перегрузок топлива в течение начального этапа эксплуатации реактора с различным топливным составом, и проведена корректировка плотности топливного столба и массовой доли плутония.

Ускорение расчёта методом Монте-Карло спектральных характеристик излучения в экспериментальных каналах исследовательского реактора

Н. А. Мокшанов

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: метод Монте-Карло, многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах, ИЯУ МБИР, горизонтальные экспериментальные каналы, итерационный метод расчета, расчёт спектров нейтронного и гамма-излучения

При проектировании многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР) важно рассчитать энергетическое распределение потока нейтронов и гамма-квантов в горизонтальных экспериментальных каналах (ГЭК). Эти данные необходимы для обоснования возможности проведения специальных научных исследований с использованием быстрых или тепловых (в этом случае в канал помещается замедлитель) нейтронов. Также планируется использование ГЭК в медицинских целях (нейтрон-захватная терапия, терапия быстрыми нейтронами) или в прикладных технических задачах (нейтронная радиография и т. д.).

Горизонтальные экспериментальные каналы начинаются сразу за корпусом активной зоны и проходят сквозь тепловую и биологическую защиту. При этом их диаметр составляет десятки сантиметров, а длина — несколько метров. Расчёт усложняется требованием достаточно частой групповой разбивки нейтронного потока (300 групп) и сложной геометрией биологической защиты шахты реактора и шиберов ГЭК. Использование детерминистических методов в этом случае сильно ограничено необходимостью наличия ряда приближений, таких как упрощение геометрии и количеством групп не более нескольких десятков.

Задача расчёта спектральных характеристик излучения в ГЭК является задачей глубокого прохождения частиц. Известно, что при степенях ослабления потока выше 7—10 порядков набор достаточной статистики прямым моделированием переноса методом Монте-Карло оказывается практически невозможным. В этом случае на практике применяются различные методы понижения дисперсии. Широкое распространение получили гибридные схемы, в которых приближённое решение, полученное в детерминистическом коде, используется в качестве весовой функции при моделировании переноса методом Монте-Карло. Однако при использовании гибридных схем возникают серьёзные трудности, связанные с обеспечением устойчивости счёта. Например, при завышении ценности детерминистическим кодом в расчёте методом Монте-Карло появляются «длинные истории», обусловленные каскадным расщеплением.

Проблема преодолевается использованием итерационной процедуры в рамках одного кода. Проводятся расчёты методом Монте-Карло в несколько циклов, в каждом последующем цикле используется решение, полученное на предыдущем. Первое приближение получаем в прямом расчёте без понижения дисперсии.

В докладе на примере расчёта спектров нейтронного и гамма-излучения в ГЭК демонстрируется эффективность данного метода, реализованного в рамках

кода MCNP с помощью сервисного пакета MESHMOD. Сравниваются результаты прямого расчета и расчета с использованием данного метода ускорения сходимости.

Развитие алгоритмов формирования защитных сигналов по линейной нагрузке для реактора ВВЭР в задачах обоснования маневренных режимов

А. Л. Николаев, М. А. Увакин, М. В. Антипов, И. В. Махин, Е. В. Сотсков
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, защитные сигналы, линейная нагрузка, локальные параметры энерговыделения, система внутриреакторного контроля, реактор ВВЭР большой мощности

В работе рассматривается проблема обоснования безопасности реакторных установок ВВЭР большой мощности с учетом маневренных режимов. В ОКБ «ГИДРОПРЕСС» была разработана и до настоящего момента успешно развивается специализированная методика проведения анализов безопасности в режимах с изменением нагрузки энергоблоков ВВЭР. За последние пять лет был выполнен ряд расчетных обоснований безопасности для испытаний суточного графика нагрузки ВВЭР, режимов маневрирования, включая следование за нагрузкой, первичное регулирование и импульсные разгрузки турбогенератора. Также постоянно ведутся работы по валидации используемых программных кодов КОРСАР/ГП и ТРАП-КС в режимах маневрирования по данным экспериментов. Накопленный объем проведенных анализов позволяет сделать однозначный вывод о целесообразности полноценного учета защитных сигналов по локальным параметрам энерговыделения, в первую очередь, по максимальной линейной нагрузке на твэл.

Процессы маневрирования, как правило, сопровождаются значительными изменениями нейтронно-физических характеристик активной зоны. Особенно это проявляется в части распределения полей энерговыделения в условиях постоянных ксеноновых колебаний и действий органов регулирования. Существующая система внутриреакторного контроля обладает значимым информационным полем параметров, при этом в расчетах фактически учитывается срабатывание защит по превышению линейной нагрузки на одном участке твэла. В работе рассматривается возможность применения группы сигналов по локальным параметрам, которые последовательно возникают при маневрировании, для определения типа аварии и наиболее эффективных защитных действий.

На примере исходных событий с симметричным (непреднамеренное разбавление борной кислоты теплоносителя) и несимметричным (падение одного ОР СУЗ) возмущением анализируется последовательность формирования предупредительных и аварийных сигналов по линейной нагрузке. Анализ проводится

как по всему объему активной зоны, так и с учетом условного разделения на верхнюю и нижнюю ее половины, что является важным фактором, поскольку значения лимитной кривой — предельных значений линейной нагрузки — различаются по высоте. По результатам проведенной работы сделаны практические выводы, касающиеся повышения безопасности реакторной установки в режимах маневрирования за счет увеличения количества защитных алгоритмов, которые используют локальные параметры энерговыделения.

Результаты апробации программы MNT-CUDA на тепловых и быстрых системах с библиотекой БНАБ-РФ

**В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов,
С. А. Бычков, О. Н. Андрианова**
АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, программа MNT-CUDA, MCU, CONSYST, графические процессоры, верификация, валидация

Программа MNT-CUDA — инженерная программа повышенной точности, позволяющая рассчитывать детальные по пространству распределения полей нейтронов и скорости реакций методом Монте-Карло в многогрупповом приближении. Главной особенностью программы является возможность расчёта с использованием параллельных вычислений на графических процессорах NVIDIA CUDA для значительного ускорения вычислений. В 2021 г. программа MNT-CUDA 2.0 была аттестована для расчётов нейтронно-физических характеристик РБМК-1000. В настоящее время ведётся разработка универсальной программы на базе MNT-CUDA 2.0 для расчётов реакторов различных типов.

Получение групповых нейтронных сечений для расчёта на данный момент реализовано двумя способами: из результатов предварительного расчёта систем по программе MCU-6 или с помощью программы CONSYST-RF, подключенной в виде модуля в программе MNT-CUDA, с библиотекой БНАБ-РФ.

Для апробации рассматривались различные периодические решётки: ячейки водо-водяных реакторов типа ВВЭР и ячейки различных конфигураций активных зон, собранных на быстрых физических стендах (БФС). Приводятся отклонения результатов расчётов с использованием нейтронных сечений, полученных по программе MCU-6 и CONSYST-RF, от соответствующих значений бенчмарк-тестов. Поскольку при верификации программы важную роль играет сравнение экспериментально неизмеримых НФХ с прецизионными программами, также приводятся сравнения полей и скоростей реакций в различных зонах систем в групповом представлении с соответствующими значениями, полученными по прецизионной программе MCU-6.

Определение реактивности размножающей системы матрично-экспоненциальным методом с учетом пространственно-энергетических эффектов с вероятностной оценкой вклада в погрешность реактивности неточности данных о запаздывающих нейтронах

С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, Г. М. Михайлов,
Н. Ю. Язвинский, М. В. Яровой

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: размножающая нейтроны среда, реактивность, система дифференциальных уравнений, матрично-экспоненциальный метод, пространственно-энергетические эффекты, запаздывающие нейтроны, погрешность

Доклад посвящён обсуждению нескольких вопросов, связанных с определением реактивности размножающей нейтроны системы в надкритическом и подкритическом состоянии:

1. В докладе актуализирован вопрос наличия пространственно-энергетических эффектов при расчётно-экспериментальном определении реактивности размножающей нейтроны системы для малых по геометрическим размерам активных зонах.

Показано, что различия в подкритичности системы с небольшой активной зоной в виде шестигранника с диагональю около 79 см при обработке данных с разных (находящихся в разных местах геометрически) детекторов нейтронов могут достигать 60 %.

2. Предложен матрично-экспоненциальный метод (МЭКСП) обработки экспериментальной зависимости скорости счёта, либо тока детектора нейтронов, полученной в эксперименте типа «разгон-сброс». Данный метод представлен как альтернатива хорошо известному методу ОРУК.

Приведено сравнение результатов использования двух методов при определении надкритичности и подкритичности размножающей нейтроны системы. Показано совпадение результатов в пределах 0,5—1,5 % для одинаковых условий обработки данных.

3. Кратко рассмотрено теоретическое понимание вопроса учёта пространственно-энергетических эффектов (ПЭЭ) при определении подкритичности размножающей нейтроны системы, а также приведена схема реализации такого учёта ПЭЭ для минимизации расхождений значений подкритичности системы по данным разных детекторов (находящихся в геометрически различных местах в боковом экране).

Показано почти пятикратное уменьшение процента максимального расхождения значения подкритичности системы по данным разных детекторов при применении предложенной схемы, и при независимой обработке данных от каждого детектора нейтронного потока.

4. Проведена оценка вклада в погрешность определения подкритического состояния системы неточности данных о λ_i и β_i запаздывающих нейтронов с использованием вероятностного подхода.

Показано, что при отклонении и λ_i и β_i в пределах $\pm 5\%$ случайным образом подкритичность размножающей нейтроны системы попадает в диапазон $\pm 3\%$ от математического ожидания с вероятностью около 80 %.

Данные, полученные в результате исследования, позволяют сделать шаг в сторону лучшего понимания величин погрешностей в определении надкритического и подкритического состояния размножающей нейтроны системы, а также продвинуться в направлении уменьшения этих погрешностей.

Расчет калибровочных коэффициентов метода множественности нейтронов измерения эффективной массы плутония-240

Д. А. Владимиров, В. Ю. Рогожкин

АО «ВНИИНМ», Москва

Т. Б. Алеева

НИЯУ МИФИ, Москва

Г. Н. Власкин

АО «Прорыв», Москва

Ключевые слова: метод множественности нейтронов, источники нейтронов, численное моделирование, калибровочные коэффициенты, контейнер, эффективная масса

Для неразрушающих измерений массы плутония в различных материалах применяют метод множественности нейтронов. Метод позволяет исключить зависимость результатов от химического состава, влияющего на интенсивность (α, n) -реакции и учесть вынужденное деление. В настоящей работе представлены результаты моделирования методом Монте-Карло нейтронных процессов в счетчике множественности нейтронов RENMC в программной среде SERPENT. Цель заключается в расчете калибровочных коэффициентов: эффективности регистрации нейтронов и коэффициента отбора совпадений, — с учетом их зависимости от нейтронно-физических свойств анализируемых образцов.

Модель счетчика множественности надтепловых нейтронов RENMC разработана в программной среде SERPENT с использованием комбинаторной геометрии. Расчеты проведены на основе библиотек ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. Спектр и выход нейтронов (α, n) -реакций рассчитан по программе NEDIS 2.0.

По программе SERPENT рассчитывали средний поток нейтронов в детекторе, коэффициент размножения нейтронов и скорости следующих процессов: поглощения в ^3He -счетчиках (скорость счета нейтронов), (n, f) -реакций вынужденного деления в источнике, рождения нейтронов вынужденного деления, (n, γ) -реакций поглощения в источнике, утечки нейтронов из детектора. По результатам численного расчета оценивали эффективность регистрации нейтронов и коэффициент отбора совпадений (через время жизни нейтрона в установке).

Созданная модель апробирована на аттестованных объектах (стандартных образцах) образцах металлического плутония АО 95 505/531-44-2021, СП-1 и диоксида плутония ГСО-8454-2003, с которыми были выполнены калибровочные измерения на счетчике RENMC по методике. Расхождения рассчитанных и измеренных скоростей счета для всех типов источников нейтронов не превышают 4 %, эффективности регистрации — 5 %, коэффициента умножения нейтронов утечки — 3 %, коэффициента отбора совпадений — 10 %, что подтвердило возможность использования разработанной модели в методиках измерений.

В настоящей работе развит подход к калибровке детекторов множественности с помощью передачи размера по ОСТ 95 10597 от аттестованного объекта металлического плутония АО 95 505/531-44/106 к анализируемым образцам с использованием в качестве методики сравнения построенной математической модели. Были рассмотрены результаты измерений с тремя упаковками из ТУК-30 с диоксидом плутония ПО «Маяк», в одном из которых обнаружено повышенное содержание фтора. Данный контейнер был перетарен в 5 контейнеров АО «ВНИИНМ» послойно. Всего были проведены расчеты для трёх контейнеров ТУК-30 и пяти контейнеров АО «ВНИИНМ». Была осуществлена процедура передачи размера от образца АО 95 505/531-44/106, как наиболее схожего по размножающим свойствам к контейнерам с диоксидом плутония. Применение предложенного подхода позволило определить эффективную массу плутония-240 с погрешностью менее 4 %, по сравнению с данными измерений.

При помощи программного комплекса NEDIS 2.0 проведен учёт (α , n)-реакции на фторе, и путем сравнения с измеренным потоком нейтронов определено среднее содержание фтора в контейнере ТУК-30 — 0,025 %, что близко к значению, определенному гамма-спектрометрическим методом — 0,020 %.

Результаты работы служат обоснованием применимости разработанной модели счетчика RENMC в методиках измерений эффективной массы плутония-240 для корректировки калибровочных коэффициентов.

Объединенный комплекс автоматизированных расчетов сопровождения эксплуатации РУ МБИР

Я. В. Дьяченко, В. А. Мишин, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ю. В. Набойщиков, И. Ю. Жемков, А. В. Боев, К. В. Попыванов
АО «ГНЦ НИИАР», Обнинск

Ключевые слова: МБИР, БОР-60, комплекс автоматизированного расчета, база исходных данных, TRIGEX, ММКЕННО, ММКС, расчетное сопровождение

Расчетное сопровождение исследовательского реактора — важный процесс, влияющий на надежность и безопасность эксплуатации реактора, а также представительность результатов экспериментальных исследований и облучательных программ. Ввиду уникальности исследовательских реакторных установок и проводимых на них исследований, для сопровождения их эксплуатации целесообразно применять разработанные именно под них комплексы для сопровождения, причем сами расчетные коды оптимально использовать те же самые, что и для большой энергетики, что упростит перенесение результатов расчетно-экспериментальных исследований на энергетические реакторы.

В настоящее время существует большое количество расчетных кодов, направленных на моделирование различных процессов, происходящих в реакторах, обладающих своими особенностями, удобством применения, прошедшими различные степени верификации, валидации и аттестации, технической и авторской поддержкой, доступностью для приобретения и использования. Выбор расчетных кодов и объединение их в единый комплекс — важная задача, для решения которой был проанализирован опыт расчетного сопровождения эксплуатации быстрых реакторов: БОР-60, БН-600 и БН-800.

Для сопровождения эксплуатации реактора БОР-60 более 30 лет применяется комплекс автоматизированного расчета (КАР) нейтронно-физических характеристик. За это время аппаратные и программные мощности расчета развивались бурными темпами, что влекло за собой и эволюцию КАР. Принцип модульности построения КАР позволил развивать комплекс синхронно с ростом расчетных мощностей, однако некоторые ограничения, заложенные более четверти века назад, к настоящему времени не могут быть сняты без глобальной переработки КАР. Опыт эксплуатации и развития КАР использовался для создания «Объединенного комплекса автоматизированного расчетного сопровождения эксплуатации РУ МБИР» (ИКАР РУ МБИР).

Основной целью, стоящей перед ИКАР РУ МБИР является автоматизация сбора, хранения, применения, анализа и представления информации по параметрам эксплуатации реактора МБИР и проводимых на нем экспериментальных исследований на весь срок эксплуатации реактора. Для достижения данной цели были решены следующие задачи: определены основные расчетные коды (прошли аттестацию); разработана структура базы исходных данных и результатов расчета; разработана штатная расчетная модель реактора; разработаны сервисные

программы ИКАР, позволяющие в автоматизированном режиме создавать расчетные модели, проводить расчетные исследования, пополнять, хранить и анализировать результаты расчетно-экспериментальных данных. В данном комплексе реализовано проведение расчетов не только по определению нейтронно-физических, но и теплогидравлических характеристик реакторной установки.

В данной работе представлена разработанная структура базы данных для ИКАР РУ МБИР, а также проведено сравнение результатов, полученных при моделировании разработанной расчетной модели с применением нейтронно-физических кодов, и результатов расчета НФХ, указанных в проектной документации. Приведены верификационные результаты расчетов на реальной микрокампании на БОР-60.

Использование методов искусственного интеллекта в многовариантных задачах моделирования динамических процессов на реакторе ВВЭР

М. А. Увакин, А. Л. Николаев, М. В. Антипов, И. В. Махин, Е. В. Сотсков

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, реактор ВВЭР большой мощности, искусственная нейронная сеть, предиктивный метод, обоснование безопасности, верификация модели

Работа посвящена развитию методики расчетного обоснования безопасности РУ ВВЭР в маневренных режимах. Данная методика была разработана в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для решения задачи по проведению анализов безопасности реакторных установок ВВЭР большой мощности в суточном графике несения нагрузки. Алгоритмы и численные методы, задействованные при выполнении таких работ, напрямую требуют значительных вычислительных ресурсов и проведения многопараметрических экспертных оценок. Это обусловлено широкими диапазонами изменения и большим количеством взаимных комбинаций нейтронно-физических и динамических параметров, которые реализуются при маневрировании. Для решения таких задач на современном уровне развития науки и техники возможно применение численного метода, использующего модели нейронных сетей. В частности, ранее была показана возможность повышения эффективности расчетов в части выбора момента времени, когда возникновение исходного события приводит к наиболее консервативным результатам.

В настоящей работе изучаются возможности дальнейшего развития метода за счет построения нейронных сетей с глубоким обучением, нацеленных на прогноз развития нестационарных процессов с учетом большого количества и сложных взаимосвязей имеющихся параметров. Анализируются возможности различных архитектур построения искусственных нейронных сетей для оценки динамики реакторной установки в режимах маневрирования как до, так и после возникновения аварии. В ходе анализа изучается вопрос интерпретируемости

результатов с точки зрения учета ксеноновых переходных процессов, операций водообмена и перемещения органов регулирования. Для программной реализации метода используется программа VELETMA/GP.

По результатам работы делается заключение о практической значимости используемых методов для решения поставленных задач по расчетному обоснованию проектов реакторных установок с ВВЭР в режимах маневрирования. В работе используется как опыт проведения расчетного обоснования, так и результаты валидации натурных испытаний режимов маневрирования на современных реакторах ВВЭР большой мощности. Также приводится ряд выводов, касающихся вопросов верификации специализированных программных средств, использующих методы искусственного интеллекта и нацеленных на снижение трудоемкости расчетов. При этом обоснованно подтверждается, что функция указанных методов ограничивается только повышением эффективности расчетных процедур, а результат обоснования безопасности определяется специалистами на основе аттестованных программных средств.

Секция 6.

КОНСТАНТЫ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Алгоритм восстановления температурной зависимости дважды дифференциальных сечений для энергетической области термализации в расчётах методом Монте-Карло

В. И. Белоусов, М. В. Иоаннисиан, М. Р. Малков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: энергетическая область термализации, дважды дифференциальные сечения, температурная зависимость, программа КИР, ядерные константы, метод Монте-Карло

В программном комплексе КИР реализован учёт непрерывной температурной зависимости сечений (обычных и дважды дифференциальных) в тепловой энергетической области. В состав комплекса включены соответствующие библиотеки для водорода в воде и графита.

Для некогерентного неупругого рассеяния используемые в ПК КИР алгоритмы учёта температурной зависимости аналогичны алгоритмам, используемым в MCNP6, т. е. на этапе подготовки применяются температурные матрицы $S(\alpha, \beta, T)$ и для каждой температуры вычисляются CDF-функции (функция распределения случайной величины) для параметров α и β , а затем температурная зависимость этих функций аппроксимируется полиномами от корня из температуры ($\sqrt{T}$), и коэффициенты этих полиномов записываются в библиотеку. После чего на этапе расчёта вычисляются значения полиномов для заданной температуры, по CDF-функциям моделируются параметры α и β , с помощью которых вычисляются энергия вторичного нейтрона и косинус угла рассеяния.

Для когерентного и некогерентного упругого рассеяния в ПК КИР, аналогично MCNP6, используется метод температурно-пропорциональных концентраций (ТПК), т. е. используется интерполяция по корню из температуры ($\sqrt{T}$). У пользователя есть возможность воспользоваться одним из двух методов: ТПК или аппроксимация температурной зависимости полиномами (полиномиальная регрессия), подобно тому, который используется для некогерентного неупругого рассеяния.

По разработанным алгоритмам были проведены тестовые расчёты, которые показали приемлемое согласие результатов между расчётами с использованием полиномов и расчётами по библиотеке для фиксированной температуры.

Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН на основе РОСФОНД-2020.2

**Д. В. Панова, А. А. Перегудов, С. В. Забродская,
Г. Н. Мантуров, Е. П. Аверченкова, М. Ю. Семенов,
Я. В. Дьяченко, В. А. Мишин, И. В. Тормышев**

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Е. П. Ляпин

АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция», Заречный

Ключевые слова: базы реакторных констант, БН-600, БН-800, оцененные ядерные данные, уран-плутониевое топливо, система групповых констант, формат БНАБ, РОСФОНД-2020.2, нейтронно-физический расчет

Тематика развития константного обеспечения в настоящее время приобретает все большую актуальность в связи с национальной стратегией перехода на замкнутый ядерный топливный цикл. Вместе с этим повышается значимость задач уточнения расчетных моделей и минимизации методических, статистических и константных погрешностей. В этой связи в основу работы была заложена идея создания универсальной системы констант, с одинаковой точностью описывающей как урановую загрузку, так и загрузку смешанным уран-плутониевым топливом с возможностью проведения на ее основе как прецизионных расчетов методом Монте-Карло (формат данных — ACE), так и многогрупповых расчетов (форматы — БНАБ и ANISN).

Целью данной работы является создание унифицированной базы групповых реакторных констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800, которая с одинаковой точностью описывала бы как системы с урановым топливом, так и системы с уран-плутониевым топливом.

В данной работе проведен анализ имеющихся в свободном доступе библиотек оцененных ядерных данных с целью обоснования выбора исходных файлов для формирования новой системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов, а также систем хранения и транспортирования АС с реакторами типа БН; описан процесс формирования новой библиотеки реакторных констант, а также проведена верификация полученной системы на расчетных моделях реальных состояний реакторов БН-600 и БН-800.

Работа выполнена в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция». В результате проделанной работы на основе файлов РОСФОНД-2020.2 была сформирована новая библиотека групповых констант, получившая название БНАБ-РФ22. Библиотека включила в себя обновленные данные таблиц основных нейтронных сечений, факторов самоэкранировки и коэффициентов Допплера, а также данные о спектрах деления для основных топливных нуклидов. Библиотека БНАБ-РФ22 в составе обновленного расчетного модуля ПС ГЕФЕСТ-М будет внедрена в опытную эксплуатацию на Белоярской АЭС.

Верификация константного обеспечения выхода фотонного излучения радиоактивных нуклидов в программе RASTAS

Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков

АО «ПРОРЫВ», Москва

Ключевые слова: верификация, радиационные характеристики, программа, фотоны, радиационная безопасность, мощность дозы, расчеты, защита от излучений

Основой верификации(валидации) константных систем в проблеме переноса ионизирующих излучений является процедура сравнения расчетных характеристик переноса (полученных в рамках прецизионных кодов с использованием современного константного обеспечения) с адекватными или референтными (полученными, как правило, на основе экспериментальных данных) данными. В данном случае мы сравниваем расчетные значения к-гамма постоянных, полученных с использованием аттестуемого кода RASTAS, с референтными значениями к-гамма постоянных, полученных из надежных источников данных. При анализе для сравнения рассматривались несколько источников данных по выходам гамма-квантам при радиоактивном распаде: ICRP-107(2008), SCALE6.2.4(2012), BIPM-5(2004-2016).

Выводы. Исходя из проведенного анализа отметим, что расхождение гамма постоянных для продуктов деления не превышает 3 %. Для актинидов, где присутствует значительное низкоэнергетическое фотонное излучение расхождение не превышает 15 %.

Результаты анализа чувствительности и неопределённости БНР в отношении ядерных данных

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

НИЯУ МИФИ, Москва

Ключевые слова: БНР, чувствительность, неопределённость, ядерные данные, MET1000, MOX3600, БН-1200, металлическое топливо, MOX, СНУП

Проведён анализ чувствительности и неопределённости в отношении ядерных данных для трёх быстрых натриевых реакторов (БНР): MET1000, MOX3600 и БН-1200. MET1000 представляет собой БНР с металлическим уран-плутониевым топливом, легированным цирконием, с тепловой мощностью 1000 МВт. MOX3600 является БНР со смешанным оксидным уран-плутониевым (MOX) топливом с тепловой мощностью 3600 МВт. MET1000 и MOX3600 включены в набор тестовых задач OECD/NEA для анализа БНР. БН-1200, БНР с тепловой мощностью 2800 МВт, полагается со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом. Во всех случаях используется равновесный состав топлива,

где осколки деления заменены эквивалентным по реактивности весом природного молибдена, а состав топлива поделен на 10 зон: две радиальные и пять по оси.

Анализ чувствительности и неопределённости проводится с помощью модуля TSUNAMI-3D программного пакета SCALE 6.2.4 с использованием 252-групповых ковариационных матриц SCALE 6.2. В основе TSUNAMI-3D лежит стохастический код KENO-VI. Некоторые результаты оценки неопределённости, полученные в TSUNAMI-3D, верифицированы с использованием стохастического кода Serpent. Ковариационные данные для верификации оценок неопределённости формируются, используя процессинговый код NJOY2016.68, в 28-групповом представлении, соответствующему БНАБ.

При использовании данных на основе ENDF/B-VII.1 неопределённость собственного значения соответствует 1,15, 1,36, 1,37 % для MET1000, MOX3600, БН-1200 соответственно. Верификация основных источников неопределённости показывает согласованность результатов, однако наблюдаются различия в оценке неопределённости при рассмотрении неопределённостей, связанных с сечениями рассеяния.

Использование данных БФС для уточнения расчета реакторов

В. А. Грабежной, В. А. Дулин, Е. Н. Кузин, В. В. Прищепа

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: БФС, эффективная доля запаздывающих нейтронов, TRIGEX, пространственные распределения скоростей делений, источника нейтронов Cf-252, источник спонтанных делений Pu-240

В данной работе приведен пример попытки обойтись без использования расчётов.

Определялась $\beta_{\text{эф}}$ модификацией метода известного при решении некоторых задач источника нейтронов ^{252}Cf , в активной зоне критсборки БФС, содержащей уран, плутоний и «технологические» стержни (без топлива). Из-за них она не имела цилиндрической симметрии. В качестве источника известной интенсивности вместо традиционного использовался источник спонтанных делений ^{240}Pu , находящийся в составе плутония зоны. На измеренной подкритике реактиметра, равной $\beta_{\text{эф}}$ (0,00561) измерена в центре зоны абсолютная скорость делений ^{239}Pu .

Выполненные по программе трёхмерной геометрии TRIGEX расчёты дали значение отношений $\left(\frac{(\overline{\text{ЦНД}}_V / \overline{\text{ЦНД}}_{\Delta V})}{(\overline{F}_V / \overline{F}_{\Delta V})} \right)_{\text{расч}}$, равное 0,752 и позволяющее в этом методе вместе с данными измерений получить величину пространственных поправок, и тем самым, «полурасчёное» значение $\beta_{\text{эф}}$.

Были измерены соответствующие пространственные распределения скоростей делений изотопов топлива и ценность внешнего источника ^{252}Cf , перемещавшихся, пересекая только стержни с топливом и пересекая «технологические»

стержни. Получены их средние величины $\overline{F}$, $\overline{F_{\chi}^+}$, $\overline{F \times F_{\chi}^+}$ и значение $(\overline{F \times F_{\chi}^+} / \overline{F})_{\text{экс}}$, близкое по смыслу расчёту и равное 0,726. Оценка влияния стержней без топлива была получена с использованием понятия средней по всем направлениям хорды в блоке. Известно, что для цилиндра она равна отношению четырёх объёмов к внешней поверхности. Интегрирование измеренных распределений проводилось по длинам средних хорд для ограниченного цилиндра АЗ показало, что средняя длина хорды по всей АЗ в 1,019 раз больше хорды по топливу и что $(\overline{F \times F_{\chi}^+} / \overline{F})_{\text{экс}} = 0,726 \times 1,019 = 0,740$. Использование измеренных пространственных распределений ценности источника и скоростей делений вместо расчётных уменьшает $\beta_{\text{эф}}$ в $0,740/0,752 = 0,984$ раза, т. е. на 1,6 %.

В результате величины ($\beta_{\text{эф}}$) такие: экспериментальное = 0,00564, «полурасчётное Эксп. + Расч.» = 0,00573 из TRIGEX = 0,00539, из реактиметра = 0,00561.

Разработка численного метода параметризации макроконстант для программы КОРСАР/ГП на основе полиномов

Н. А. Дарьин, М. А. Увакин, М. В. Антипов, А. Л. Николаев, И. В. Махин

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: библиотека макроконстант, разложение в полином, линейная регрессия, нейронная сеть, реактор ВВЭР, параметры обратной связи, верификация модели

В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» выполняется широкий спектр работ в части обоснования безопасности РУ ВВЭР при помощи программного кода для связанных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов КОРСАР/ГП. Этим обусловлена актуальность непрерывного развития и модернизации данного расчетного комплекса в целях поддержания используемых алгоритмов и методов в соответствии с современным уровнем развития науки и техники. В настоящем докладе рассматривается одно из направлений развития, связанное с изучением возможности внедрения нового способа для вычисления макроскопических констант для нейтронно-физической части кода.

Традиционная, исторически сложившаяся схема многомерного расчета реакторов большой мощности, основывается на решении системы нелинейных уравнений, состоящей из многогруппового стационарного уравнения диффузии, описывающего пространственное распределение групповых потоков нейтронов, и системы уравнений выгорания, описывающих изменение изотопного состава реактора во времени. Широко используемая двухгрупповая модель в диффузионной задаче предполагает наличие как минимум семи макроскопических констант на каждый расчетный объем. Для численного решения уравнений кинетики к ним добавляются обратные средние скорости быстрых и тепловых нейтронов, которые также фактически являются макропараметрами.

Для численного решения задачи связанного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета необходимо в каждый момент времени знать значение всех макроскопических констант в каждом расчетном объеме при фактических на этот момент значениях определяющих параметров. В качестве таких параметров, называемых параметрами обратной связи, выбираются наиболее значимые для нейтронно-физических процессов характеристики. Значения макроконстант в зависимости от параметров обратной связи представляют собой так называемую библиотеку макроскопических констант. Изначально примененный в коде КОРСАР/ГП подход основан на предварительном расчете всех возможных значений библиотеки и их последующей многомерной линейной аппроксимации непосредственно в процессе связанного расчета. Предлагаемый в настоящем докладе метод базируется на нахождении наилучшего приближения макроконстант в виде функциональных рядов с последующим использованием директивно заданных функций для вычисления макроконстант. Это должно существенно ускорить процесс расчета и исключить необходимость загрузки больших объемов оперативной памяти. Рассматриваются различные типы полиномов, включая степенные ряды и матричные операторы. Предложены различные способы вычисления наилучшего приближения для коэффициентов разложения, основанные на применении методов линейной регрессии и построения искусственных нейронных сетей.

В работе рассмотрены результаты предварительного этапа, где проводится изучение принципиальной возможности аппроксимации констант полиномами и верификация разработанной модели. Точность разложения проверяется как прямым методом – на основе известных значений макроконстант для аргументов, использованных при разложении, так и на основе отклонений от значений, полученных по группе аргументов, не использованных в аппроксимационном массиве. Полученные результаты позволяют судить о принципиальной возможности и точности рассматриваемых методов. По итогам работы делается ряд практически значимых выводов, касающихся перспектив внедрения функционального представления макроконстант в код КОРСАР/ГП без дополнительных ограничений на область применения.

Решение задач нуклидной кинетики в программе MNT-CUDA

О. Н. Андрианова, С. А. Бычков, В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов
АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: нуклидная кинетика, матричная экспонента, цепочки ядерных превращений, метод Монте-Карло, программа MNT-CUDA, графические процессоры

При разработке универсальной инженерной программы MNT-CUDA, ориентированной на детальные полномасштабные расчеты реакторов различного типа в многогрупповом приближении методом Монте-Карло с использованием технологии параллельных вычислений на графических процессорах, был создан

специализированный модуль для решения задач нуклидной кинетики. Разработанный модуль предназначен для расчетов кампаний реакторов различных типов с учетом выгорания основных поглотителей (В, Ег, Gd и т. д.), накопления важных изотопов (^{60}Co , ^{99}Mo и т. п.) и отличается универсальным подходом к описанию цепочек ядерных превращений, предоставляя пользователю гибкие возможности формирования цепочек определенных нуклидов, ориентированных на решения прикладных задач нуклидной кинетики.

Для реализации такого подхода имеется набор заранее подготовленных детальных и упрощенных цепочек, при этом упрощенные цепочки могут быть получены из детальных путем изменения соответствующих параметров. Набор параметров, определяющих модель выгорания (цепочку нуклидных превращений), представляет собой текстовый файл, содержащий данные по матрицам переходов, соответствующих процессам преобразования одних ядер в другие. Задание различных цепочек ядерных превращений отдельными матрицами переходов обладает рядом преимуществ, предоставляя пользователю следующие возможности:

- разделение цепочек (отдельно актиниды, продукты деления, выгорающие поглотители, конструкционные материалы, медицинские изотопы и пр.);
- одновременный расчет детальных и максимально упрощенных цепочек, а также выделение отдельной выбранной цепочки (например, выделение уран-ториевых цепочек, минорных актинидов и пр.);
- анализ вклада отдельных реакций и/или нуклидов с выводом концентраций нуклидов, образовавшихся за счет этих реакций.

Решение уравнения нуклидной кинетики осуществляется с помощью метода разложения матричной экспоненты, на основе современного подхода рациональной аппроксимации. Необходимые для выполнения расчетов нуклидной кинетики нейтронные данные, такие, как например: выходы продуктов деления, энерговыделение на акт деления изотопа, сечения образования изомеров для вычисления соответствующих коэффициентов ветвления и т. п. берутся из многогрупповой библиотеки общего назначения БНАБ-РФ. Пересчет пространственно-энергетических спектров нейтронов на каждом заданном пользователем временном интервале осуществляется по программе MNT-CUDA, реализующей решение уравнения переноса нейтронов групповым методом Монте-Карло и обеспечивающей высокое быстродействие за счет использования технологии параллельных вычислений на графических процессорах.

Для верификации и валидации расчетов концентраций нуклидов и нейтронно-физических характеристик быстрых и тепловых реакторов полученные результаты сравнивались с результатами прецизионных расчетов по программам MCU и MCNP. Использовались следующие цепочки ядерных превращений:

- цепочка из 28 актинидов ($^{234-239}\text{U}$, $^{236-239}\text{Np}$, $^{236-243}\text{Pu}$, $^{241-244}\text{Am}$, $^{242-245}\text{Cm}$), соответствующая цепочкам актинидов, принятым в программах CARE и BPSD, аттестованных для расчетов нуклидной кинетики быстрых реакторов, предполагающих работу на урановом, уран-плутониевом топливе в открытом и замкнутом топливных циклах;

— для тепловых реакторов — упрощенные цепочки продуктов деления (для ^{135}Xe и ^{149}Sm) и выгорающих поглотителей (Er) вместе с кумулятивным осколком деления. Для расчета модели быстрого реактора использовался один кумулятивный осколок деления.

Результаты выполненных расчетных исследований демонстрируют хорошее согласие с прецизионными расчетами изменения нуклидного состава для рассмотренных моделей реактора РБМК с уран-эрбиевым топливом (с обогащением 2,8 % и весовым содержанием эрбия 0,6 %) и быстрого реактора с плотным нитридным топливом и свинцовым теплоносителем. Расхождения в расчетах кампании рассмотренных тестовых моделей быстрого и теплового реактора суммарной массы урана и плутония не превышают 0,05 %, минорных актинидов — 3 %, суммарной массы всех продуктов деления 0,1 %. Для теплового реактора (ячейки РБМК-1000) расхождения по всей кампании в массах ^{135}Xe и ^{149}Sm не превышают 1 %, а эрбия — 1,2 %.

Учет гетерогенных эффектов при подготовке многогрупповых констант для расчетов реакторов методом Монте-Карло по программе MNT-CUDA

О. Н. Андрианова, С. А. Бычков, В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов
АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физические характеристики, резонансная экранировка сечений, гетерогенные эффекты, метод Монте-Карло, программа MNT-CUDA, графические процессоры

В АО «ВНИИАЭС» разрабатывается универсальная инженерная программа MNT-CUDA, ориентированная на детальные полномасштабные расчеты реакторов различного типа в многогрупповом приближении методом Монте-Карло. Особенность MNT-CUDA — совмещение высокого быстродействия с детальным моделированием переноса нейтронов. Приемлемое для инженерных расчетов быстродействие обеспечивается использованием технологии параллельных вычислений на графических процессорах. Необходимая точность — гетерогенным описанием рассчитываемой системы, многогрупповым приближением и использованием метода Монте-Карло. Сочетание используемых подходов позволяет позиционировать MNT-CUDA как инженерную программу, сопоставимую по точности расчетов с реперными программами.

Реализация многогруппового метода Монте-Карло требует разработки корректных и эффективных методик учета пространственно-энергетической резонансной блокировки нейтронных сечений. Данная задача может быть решена следующими способами:

(1) формированием специализированных библиотек заблокированных групповых макроконстант гетерогенных зон с учётом их и взаимного влияния друг на

друга, полученных в результате прецизионных расчетов (с использованием прецизионных расчетных программ);

(2) разработкой алгоритмов учета влияния гетерогенных резонансных эффектов при формировании многогрупповых констант материалов из библиотеки общего назначения.

Первый способ сопряжен с необходимостью проведения множества требующих значительного времени расчетов для изменяющихся во времени параметров (изотопный состав топлива, теплоносителя, конструкционных материалов, температуры и плотности материалов, положения органов регулирования и пр.), характеризующих конкретные состояния активной зоны реактора. Подготовка групповых нейтронных констант таким способом может включать методы машинного обучения, специализированные алгоритмы, сочетающие прецизионные и многогрупповые расчеты и т. п.

Второй способ позволяет использовать библиотеки общего назначения, учитывая влияние гетерогенных эффектов путем добавления в однородный состав зоны фиктивного изотопа, т. н. δ -рассеивателя, концентрация которого зависит от характеристик и расположения материалов в активной зоне.

В работе описана методика вычисления концентрации δ -рассеивателя, исходя из условия равенства прецизионных и групповых нейтронных сечений. Предложенная методика, в отличие от реализованных в современных процессинговых кодах общепринятых подходов описания резонансных эффектов (базирующихся на вычислении гетерогенной поправки в сечение разбавления на основе средней хорды и коэффициентов Данкова, Белла, Левита и пр.), позволяет учесть изменение резонансного поглощения по объему топлива в зависимости от плотности теплоносителя, температуры материалов активной зоны и глубины выгорания. Эти зависимости могут быть заранее табулированы, а при проведении массовых расчетов интерполированы и эффективно использованы.

Переход от подхода (1) к подходу (2) позволяет сократить машинное время подготовки блокированных макроконстант от недель до нескольких часов без потери точности расчетов. Подготовленные на основе программы CONSYST-RF и библиотеки БНАБ-РФ с применением предложенной методики многогрупповые блокированные макроконстанты обеспечивают приемлемое согласие расчетов нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 с аналогичными расчетами, выполненными по прецизионному коду с библиотекой оцененных нейтронных данных РОСФОНД (расхождение в k_{inf} не превышает 0,2 %).

Описанная в работе методика может быть применима для учета гетерогенных эффектов в системах, как с тепловым, так и быстрым спектром нейтронов и будет в дальнейшем использоваться для разработки встроенных в MNT-CUDA модулей автоматизированной подготовки групповых нейтронных макроконстант.

Дополнительное свойство решения нестационарного уравнения переноса

А. И. Попыкин

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: спектр, уравнение переноса нейтронов, полугруппа, оператор, марковский процесс, собственное значение, решение, собственная функция

Нестационарная задача переноса нейтронов для плотности нейтронов и соответствующая ей спектральная задача записываются следующим образом:

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \Lambda n(t) = (-L + K)n(t) \dots, \quad (1)$$

$$n(0) = n^0, \quad (2)$$

$$n^0 = \lambda n^0. \quad (3)$$

Линейные операторы переноса нейтронов L , сумма операторов рассеяния и (источника) деления $K = K_{i,s} + K_f$ определяются в книге «С.Б. Шихов. Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ. М., Атомиздат. 1972».

Операторы рассматриваются в лебеговых пространствах функций L^p_D $1 \leq p \leq \infty$. Область определения функций D является прямым произведением области определения пространственной переменной, угловой переменной (единичная сфера) и отрезка энергетической оси. В каждом из пространств определяется конус неотрицательных функций в книге С.Б. Шихова. Нестационарная задача (1), (2) рассматривается как абстрактное дифференциальное уравнение в пространствах L^p_D .

С.Б. Шиховым установлены свойства спектра оператора Λ , в частности, что в полуплоскости $\text{Re} \lambda \geq -\omega_0$, где ω_0 минимальное значение полного макросечения в рассматриваемом конфигурационном пространстве, находятся только точки точечного спектра, а в дополнительной полуплоскости каждая точка является точкой спектра.

Спектральная задача (3) обладает действительным простым собственным значением β , которое по модулю больше остальных собственных значений и которому отвечает единственная положительная собственная функция n^0 . В терминологии книги С.Б. Шихова β является ведущим собственным значением оператора Λ .

Перечисленное выше является частью общей теоремы о полугруппе, которая соответствует решению нестационарного уравнения переноса (С.Б. Шихов. «Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ», § 39, с. 231, пп. а), б)). Кратко (не дословно) представим остальные пункты.

в) Оператор Λ является порождающим оператором полугруппы $T(t, \Lambda)$ класса C_0 .

г) Полугруппа представляется в виде ряда, равномерно сходящегося по норме операторов

$$T(t, \Lambda) = \sum_{n=0}^{\infty} s_n(t), \quad (4)$$

$$s_n(t) = \int_0^t d\xi s_0(t - \xi) K s_{n-1}(\xi), \quad s_0(t) = T(t, -L). \quad (5)$$

г) Внутри круга комплексной плоскости с центром в точке $0,0$ и радиусом $\exp(-\omega_0 t)$ могут находиться только точки точечного спектра. Вне этого круга все точки являются точками спектра.

е) У полугруппы существует ведущее собственное значение $\exp(-\beta t)$.

Вновь установленное дополнительное свойство заключается в следующем.

При выполнении условия:

$$T(t, \Lambda)(C_D) \subseteq C_D, \quad (6)$$

где C_D — пространство непрерывных функций, рассматриваемая полугруппа является марковской (феллеровской), то есть такой, которой соответствует марковский (феллеровский) случайный процесс в книге «А.Д. Вентцель Теория вероятностей. Издательство иностранной литературы, 1962».

Таким образом, выводы приведенной выше теоремы Шихова переносятся на марковские случайные процессы. С прикладной точки зрения это интересно, прежде всего, с точки зрения наличия асимптотики, а также эквивалентности, в определенном смысле, решений задач для уравнения переноса в детерминистической и стохастической постановках. В книге «В.М. Новиков, С.Б. Шихов. Теория параметрического воздействия на перенос нейтронов. М., Энергоатомиздат, 1982» устанавливается, что свойство (6) справедливо во многих практических задачах.

Таковыми же свойствами обладает сопряженный оператор Λ^+ и соответствующая полугруппа $T^+(t)$.

Диффузионное многогрупповое приближение достаточно полно описывает свойства решения задач физики реакторов. Более сильные свойства устанавливаются в книге Т.А. Гермогеновой «Локальные свойства решения уравнения переноса» для полугруппы, представляющей решение соответствующей нестационарной задачи. Так же более сильные свойства имеют соответствующие марковские процессы, называемые диффузиями. Это отмечалось в работе «А.И. Попыкин. Решение сопряженной нестационарной системы уравнений диффузионного многогруппового приближения и переходная вероятность марковского процесса. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Научно-техническая конференция. Тезисы докладов. Обнинск, 2018, с. 47—48».

О погрешности программ нейтронно-физического расчета, определяемых при их валидации/верификации

М. С. Онегин

НИЦ «Курчатовский институт» — «ПИЯФ», Гатчина

А. И. Попыкин, Н. А. Старова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: погрешность, нейтронно-физический расчет, РОСФОНД, программа для ЭВМ, верификация, валидация, константная составляющая погрешности, РБ-061-11

В работе «Попыкин А.И., Жылмаганбетов Н.М., Смирнова А.А. О требованиях и рекомендациях регулирующего органа к определению погрешности нейтронно-физического расчета. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-физические константы. Выпуск 2, 2019, с. 127—133» были указаны особенности определения погрешности нейтронно-физического расчета при верификации и валидации программ и их экспертизе. При этом была отражена связь с соответствующими нормативными документами регулирующего органа. В настоящем докладе эта тема развивается, в направлении возможной редакции и расширения документа «Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты» РБ-061-11, прежде всего, в части оценки константной составляющей погрешности нейтронно-физических характеристик, полученных по программам прецизионного класса.

Целевую погрешность прецизионного решения уравнения переноса нейтронов связывают с погрешностью определения эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ (не более чем 0,5 % $\Delta k/k$).

Основой в определении константной составляющей погрешности результатов расчетов является система оцененных ядерных данных. В п. 22 РБ-061-11 изложена рекомендация об использовании системы файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД и приведении пояснений в случае, если используется другая система оцененных ядерных данных. В настоящее время используется система оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2010 (далее система РОСФОНД). Она содержит данные по всем нуклидам, необходимым для расчетов всех типов реакторов. Поэтому в п. 22 РБ-061-11 целесообразно оставить рекомендацию использовать только систему оцененных нейтронных данных РОСФОНД. Рекомендацию следует распространить на имеющие регистрацию групповые библиотеки и библиотеки в поточечном формате.

При расчетах реакторов типа ВВЭР и некоторых других типов реакторов применение системы РОСФОНД обеспечивает указанную выше погрешность $k_{\text{эф}}$. Это показывает неоднократная аттестация семейства программ MCU. Система РОСФОНД содержит 26-групповые ковариационные файлы, что позволяет рассчитывать константную составляющую погрешности конкретного расчета, рассчитав коэффициенты чувствительности. Следует рекомендовать эту процедуру для определения константной составляющей погрешности.

Для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов, для которых необходимо в различных целях уменьшить константную составляющую погрешности разработаны методы использования интегральных экспериментов. Первоначально они были разработаны для уточнения нейтронных сечений конкретных реакций для файлов оцененных нейтронных данных. Также эти методы применялись ранее и применяются в настоящее время для уточнения отдельных расчетов реакторов на быстрых нейтронах.

В иностранных системах оцененных ядерных данных, например, в последних версиях ENDF/B, по сравнению с системой РОСФОНД более полно развиты файлы, связанные с ковариационными данными. В современные версии известных и широко распространенных комплексов программ, например, SCALE, включают программы рассчитывающие коэффициенты чувствительности. Таким образом, в расчетах по ним легко определяется константная составляющая погрешности расчета. Тот же комплекс программ SCALE содержит возможности для уточнения погрешности с учетом данных, полученных на интегральных экспериментах. Источником интегральных экспериментов является Справочник *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*.

Оценка погрешности расчетного параметра может быть гораздо сложнее, чем непосредственно расчет самого параметра, а программы и базы данных для этой цели так же могут быть сложнее программ, непосредственно применяемых для расчета. Тем не менее, аттестация программ предполагает определение погрешности результатов расчетов. По этой причине в редакции документа РБ-061-11 целесообразно указать процедуру определения погрешности, которая не входит в саму аттестуемую программу, а также средства, которые можно для этого использовать, включая иностранные программы (комплексы программ) и базы данных. При этом сам расчет погрешности, безусловно будет подвергаться экспертизе, каким образом — это так же должно быть определено в документе РБ-061-11. При этом, аттестация этих программ и баз данных, например, программы ИНДЭКС, будет предпочтительней.

Следует подчеркнуть еще раз, что задача определения погрешности может быть сформулирована и решена в качестве другой физической задачи. Для определения погрешности можно и нужно искать различные способы, не выбирая только прямые и, поэтому наиболее громоздкие, о которых шла речь выше.

Одновременное определение эффективности аварийной защиты реактора типа ВВЭР-1000 и эффективности аварийной защиты без одного органа системы управления и защиты

В. И. Куликов

ООО «НТЦ ТУК», Санкт-Петербург

А. И. Попыкин, Н. А. Старова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, ОР СУЗ, ионизационная камера, эффективность АЗ, реактивность, измерение, сброс, показания ИК

В докладе рассматривается способ одновременного (за один сброс ОР СУЗ) определения эффективности аварийной защиты (АЗ) реактора типа ВВЭР-1000 и эффективности АЗ без одного органа регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) на минимальном контролируемом уровне (МКУ) мощности по показаниям двух ионизационных камер (ИК).

Нормативными документами (НД) эксплуатирующей организации (ЭО) предусматривается определение полной эффективности АЗ и эффективности АЗ без одного наиболее эффективного ОР СУЗ в процессе физического пуска энергоблока и в начале каждой топливной кампании.

Изложение ведется на примере реактора ВВЭР-1200, несколько блоков с ВВЭР-1200 уже введено в эксплуатацию, и на примере не отличающегося от него относительно предмета изложения ВВЭР-1300. Измерение осуществляется двумя диаметрально противоположными ИК. На этом основан предлагаемый способ. Одна из ИК «не видит» задерживаемый в процессе измерения на верхнем концевом выключателе (ВКВ) ОР СУЗ, находящийся с противоположной стороны активной зоны (а.з.) и, следовательно, дает сигнал, соответствующий сбросу всех ОР СУЗ. ИК, расположенная с противоположной стороны, дает сигнал, соответствующий сбросу ОР СУЗ без одного, задерживаемого на ВКВ.

НД регулирующего органа и обычная практика подразумевают определение эффективности АЗ в единицах либо эффективного коэффициента размножения, $k_{эф}$, либо эффективной доли запаздывающих нейтронов (з.н.) $\beta_{эф}$, которые мы считаем однозначно связанными. Интерпретация связи сигналов (тока ИК) и эффективности АЗ, которой мы придерживаемся, изложена в работах «Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич. Экспериментальная физика ядерных реакторов. Учебное пособие. М., Энергоатомиздат, 1994» и «В.И. Куликов, Н.М. Жылмаганбетов, А.И. Попыкин, А.А. Смирнова. Использование решений сопряжённых задач для расчёта и расчётного моделирования измерений больших реактивностей. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2019, вып. 1, с. 4—20». Она достаточно сложна, что связано с определением вводимых больших реактивностей и плотности потоков нейтронов, определяющих показания ИК, расположенных на значительном расстоянии от а.з. В этих же работах проводятся сравнения с измерениями. Там же содержатся и положения настоящего доклада, которые ниже выражены просто более концентрированно. Цель

данной работы подчеркнуть физический смысл изложенного в работах, упомянутых выше, и некоторых других.

Реактивность определяется как величина, характеризующая два состояния реактора. Если одно из них (начальное) является критическим, то:

$$\rho_k = 1 - \frac{1}{k_{\text{эф}}} . \quad (1)$$

Эффективность АЗ и реактивность ρ_k , соответствующая состоянию а.з. после сброса ОР СУЗ принимаются одинаковыми. В [2] было получено компактное выражение:

$$\frac{\rho_k}{\beta_{\text{эф}}} - 1 = - \frac{\bar{q}_3}{\bar{q}_{3,0}} \cdot \frac{I_0}{I} \cdot b_1 \cdot b_2 , \quad (2)$$

где ρ_k — реактивность после сброса АЗ; $\frac{\bar{q}_3}{\bar{q}_{3,0}}$ — отношение средних источников

запаздывающих нейтронов после и до сброса ОР СУЗ; $\frac{I_0}{I}$ — отношение токов ИК до и после сброса ОР СУЗ (на момент окончания сброса).

Коэффициент b_1 относится только к активной зоне. Он связывает рассчитанную по формуле (2) реактивность с нестационарными измерениями:

$$b_1 = \frac{(e_k, R_{k,0})}{(e_k, R_k)} . \quad (3)$$

Коэффициент b_2 характеризует влияние активной зоны (источника быстрых нейтронов) на показания ИК (детектор):

$$b_2 = \frac{(e_1, R)}{(e_1, R_{k,0})} . \quad (4)$$

В формулу (2) входят «точечные» (сосредоточенные) характеристики: отношения источников запаздывающих нейтронов и токов ИК и коэффициенты b_1 и b_2 , описывающие распределенные параметры. Они представлены в форме скалярных произведений. Для понимания физического смысла можно представить вектора, которые входят в эти скалярные произведения, имеющими конечную размерность. Тогда в выражении (4), в числителе, вектор R , представляет собой распределение энерговыделения в а.з., разбитой на n одинаковых (элементарных) объемов в конце сброса ОР СУЗ, полученное из решения нестационарной задачи, нормированное на 1. Вектор e_1 представляет собой набор коэффициентов влияния каждого из n элементов а.з. на показания ИК. Один из способов расчета, описанным в учебном пособии Ю.А. Казанского и Е.С. Матусевича, таким и является, то есть рассчитывается влияние источника, помещенного в один из объемов, на показания ИК. В знаменателе формулы (4) $R_{k,0}$ является распределением энерговыделения, нормированным на 1 в начале сброса, которое можно считать соответствующим решению критической задачи. Смысл и величина e_1 те же самые, это обосновывается в учебном пособии.

Коэффициент b_1 можно трактовать так же, при этом R_k , является распределением энерговыделения в а.з. из решения условно-критической задачи в конце сброса ОР СУЗ. Вектор коэффициентов e_k по аналогии с коэффициентом e_1 также является набором коэффициентов влияния, но отдельных элементов фазового пространства на эффективный коэффициент размножения нейтронов в конце сброса ОР СУЗ. Но фазовое пространство представляется сложнее. Оно является прямым произведением числа разбиений n элементарных объемов а.з. на m энергетических групп, используемых для решения условно-критической задачи. Рассматривая вектор e_k размерности $m \times n$, каждый элемент которого является коэффициентом влияния соответствующего элемента фазового пространства можно использовать это определение для нахождения самого вектора. Указанный способ определения компонентов вектора e_k затратный с точки зрения объема вычислений, поэтому числитель и знаменатель коэффициента b_1 , более удобно находить, используя функцию ценности нейтронов деления (сопряженную функцию), соответствующую коэффициенту размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ активной зоны после сброса ОР СУЗ.

Формула (2) удобна тем, что можно использовать разные способы и вычислительные коды для определения величин, которые в нее входят. В работе В.И. Куликова, Н.М. Жылмаганбетова, А.И. Попыкина и А.А. Смирновой отношение источников з.н. рассчитывалось по программе РАДУГА, коэффициенты b_1 и b_2 рассчитывались с использованием программы MCNP.

Успешное применение методики, основанной на формуле (2), подтверждается для реактора ВВЭР-1200 в работе «Куликов В.И., Жылмаганбетов Н.М., Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Смирнова А.А., Старова Н.А., Шевченко Р.А., Шевченко С.А. Расчетное моделирование измерения эффективности аварийной защиты ВВЭР-1200. Атомная энергия, 2022, т. 132, вып. 5, с. 251—259», для реакторов ВВЭР-1000 в работе В.И. Куликова, Н.М. Жылмаганбетова, А.И. Попыкина и А.А. Смирновой и в других работах, ссылки на которые приводятся в этих работах.

Секция 7.

МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ, В ТОМ ЧИСЛЕ ВОПРОСЫ ИСТОРИИ ПО ТЕМАТИКЕ КОНФЕРЕНЦИИ

Оценка эффекта реактивности, вызванного циркуляцией топлива, в жидкосолевом реакторе MSRE методом Монте-Карло

Д. М. Архангельский, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин, Д. А. Шкаровский
НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, MCU, ЖСР, MSRE, эффект реактивности, циркуляция топлива, запаздывающие нейтроны

В реакторах с циркулирующим топливом (жидкосолевых реакторах — ЖСР) одной из важных нейтронно-физических характеристик является эффект циркуляции топлива, вызывающий некоторую потерю реактивности по сравнению со стационарным режимом без циркуляции. Этот эффект вызван переносом эмиттеров запаздывающих нейтронов, в результате чего их рождение может происходить в циркуляционном контуре за пределами активной зоны.

В настоящей работе с использованием программы MCU был осуществлен расчет данного эффекта реактивности для экспериментов, проведенных на реакторе MSRE.

Реактор MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) представляет собой исследовательский реактор на жидком топливе мощностью 8 МВт, находившийся в эксплуатации с 1965 по 1969 год в Окриджской национальной лаборатории, США. Реактор был построен в рамках программы по разработке теплового реактора-размножителя с использованием уранового и торий-уранового топливных циклов. Жидкая соль циркулировала через каналы, находившиеся в графитовых блоках при температуре около 600 °С.

Потеря реактивности от циркуляции топлива рассчитывалась по программе MCU в два этапа. На первом этапе вычислялась эффективная доля запаздывающих нейтронов β_{eff_S} для стационарного состояния (топливо без циркуляции). На втором этапе в исходных данных программы MCU для каждого делящегося изотопа задавались параметры θ_i — доли запаздывающих нейтронов, родившихся в активной зоне. Перед началом моделирования траектории очередного запаздывающего нейтрона i -й группы его вес умножался на θ_i . Результатом данного этапа является оценка эффективной доли запаздывающих нейтронов с учетом циркуляции

топлива β_{eff_C} . Для критического реактора эффект реактивности от циркуляции топлива с хорошей точностью равен разности величин β_{eff_S} и β_{eff_C} .

Полученные результаты расчетов дают удовлетворительное согласие с экспериментом, эффекты реактивности составили 0,245 и 0,113 % для топливных композиций на основе ^{235}U и ^{233}U соответственно. Отклонения от эксперимента, вызванные приближенным расчетом θ_i , составили 10 и 12 % соответственно.

Также для топливной композиции на основе ^{235}U было проведено исследование зависимости эффекта реактивности от величины τ — отношения времени циркуляции топлива в активной зоне к полному времени циркуляции в контуре MSRE. Как и ожидалось, эффект реактивности от циркуляции соли уменьшается с увеличением величины τ .

Таким образом, реализованная методика способна давать удовлетворительную оценку эффекта реактивности, вызванного циркуляцией топлива. Однако для получения более точных результатов необходимо проведение расчетов трехмерных полей скорости топлива методами вычислительной гидродинамики, например, с использованием CFD-кодов.

Программный комплекс ГЕФЕСТ-М

А. М. Болдырев

НИЯУ «МИФИ», Москва

Е. П. Ляпин

АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция», Заречный

С. Г. Столяров, Я. С. Гайтанов

ООО «АСУ-ЛИДЕР», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, быстрый натриевый реактор, БН-600, БН-800, БН-1200, ГЕФЕСТ, программный комплекс, диффузионный код, нуклидная кинетика, потвальный расчет, гетерогенный расчет, импортозамещение

Флагманом программы ИТ-импортозамещения в России стала Госкорпорация «Росатом», которая в рамках единой цифровой стратегии повышения ИТ-импортонезависимости ориентирована на сотрудничество с отечественным малым и средним бизнесом. Одним из значимых проектов программы импортозамещения в Росатоме с участием МСП (субъектов малого и среднего предпринимательства) является модернизация существующих ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800, предназначенных для обоснования безопасности эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800 на Белоярской АЭС.

Конечной целью проекта является создание на базе существующих ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 единого кроссплатформенного ПК ГЕФЕСТ-М с учетом дополнительно разработанных для внедрения расчетных модулей и методик с перспективой применения для реакторов БН-1200 и других РУ типа БН.

Главный атрибут создания кроссплатформенного ПК ГЕФЕСТ-М — уход от проприетарных закрытых средств разработки ПО, а также возможность работы комплекса на вычислительной технике и операционных системах отечественной разработки.

Создание кроссплатформенного ПК ГЕФЕСТ-М в рамках действующего функционала ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 полностью завершено. До конца 2024 году ПК ГЕФЕСТ-М будет развернут на оборудовании Белоярской АЭС для обеспечения последующего сопровождения нейтронно-физических расчетов и разработки обоснований безопасности эксплуатации активных зон реакторов БН-600 и БН-800.

В рамках приоритетного развития ПК ГЕФЕСТ-М до 2025 года заказчиком АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция» определено внедрение следующих новых расчетных модулей и алгоритмов:

- модуль решения задачи нуклидной кинетики аналитическим методом для топлива, поглотителя, конструкционных материалов и теплоносителя, с учётом циркуляции и очистки теплоносителя первого контура БН;
- модуль детализированного гетерогенного расчета выбранных ТВС в диффузионном приближении;
- модуль эффективного учета аксиального перемещения стержней СУЗ с оценкой коэффициентов реактивности (мощностного и др.).

Для алгоритма аналитического решения уравнений кинетики сняты проблемы их решения при равенстве скоростей распада нуклидов в цепочке и при закликивании цепочки, проведены тестовые расчеты топливных и нетопливных материалов. Проведено сравнение результатов расчетов, полученных по программе нуклидной кинетики теплоносителя, с результатами химического анализа состава теплоносителя первого контура РУ БН-800.

С помощью модуля эффективного учета аксиального перемещения стержней СУЗ получена оценка дифференциальной эффективности компенсирующего стержня реактора БН-800 в зависимости от глубины его погружения в активную зону.

В качестве демонстрации работоспособности базового алгоритма модуля детализированного гетерогенного расчета получены собственные числа из решения прямой и сопряженной условно-критических задач с различными уровнями детализации активной зоны БН-600.

Разработчиком ПК ГЕФЕСТ-М является аккредитованная организация, осуществляющая деятельность в области информационных технологий — ООО «АСУ-ЛИДЕР».

Сегодня с уверенностью можно сказать, что функционал ПК ГЕФЕСТ-М не только соответствует существующим ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800, но и развивается для последующего сопровождения нейтронно-физических расчетов и разработки обоснований безопасности эксплуатации активных зон действующих реакторов БН-600, БН-800, а также перспективных РУ типа БН в соответствии со стратегическими целями атомной отрасли.

Расчетное обоснование использования устройства пассивной обратной связи в реакторе БР-1200

**С. А. Вологина, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта, А. В. Проухин,
А. В. Стремин, М. И. Палатова**

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: устройство пассивной обратной связи, БР-1200, запроектная авария, свинцовый теплоноситель, температура, тепловыделяющая сборка

Реакторная установка (РУ) БР-1200 с двухконтурной схемой отвода тепла, где в качестве теплоносителя первого контура используется свинцовый теплоноситель, а в качестве рабочего тела второго контура используется вода-пар, разрабатывается как коммерческая реакторная установка для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности.

Устройство пассивной обратной связи (УПОС) является средством воздействия на реактивность, обеспечивающим ввод отрицательной реактивности и соответствующее снижение мощности РУ БР-1200 при запроектных авариях (ЗПА). Проведены расчеты для двух вариантов расположения УПОС — в составе бокового отражателя и в ТВС. Функционирование УПОС основано на пассивном принципе действия путем погружения в топливную часть активной зоны (а.з.) под собственным весом при уменьшении расхода свинцового теплоносителя. В первом случае происходит замещение свинцового теплоносителя (СТ) карбидом вольфрама, при этом происходит изменение боковой утечки нейтронов из активной зоны, что вызывает изменение реактивности. В случае с ТВС УПОС ввод отрицательной реактивности осуществляется путем ввода поглотителя (карбид вольфрама со вставками карбида бора).

Для обоснования эффективности УПОС было проведено моделирование переходных процессов при ЗПА без срабатывания всех систем останова РУ, при которых единственным органом воздействия, переводящим РУ в глубоко подкритическое состояние, является УПОС:

- потеря электропитания собственных нужд энергоблока без срабатывания всех систем останова РУ;
- несанкционированный ввод полного запаса реактивности при работе на номинальном уровне мощности;
- несанкционированный ввод полного запаса реактивности на минимальном контролируемом уровне мощности (МКУ).

По результатам проведенных расчетов ЗПА без учета работы УПОС, сделан вывод о необходимости наличия УПОС для преодоления запроектной аварии без плавления элементов а.з.

По полученным сравнительным расчетам аналогичных аварий для варианта а.з. с БО УПОС и ТВС УПОС видно, что для сценариев обесточивания и ввода положительной реактивности на номинальном уровне мощности а.з. с ТВС УПОС обеспечивает менее высокие температуры оболочек твэлов. Для запроектной аварии с вводом положительной реактивности на МКУ УПОС влияет в основном на установившуюся температуру оболочки.

Выполненные расчетные исследования показали, что УПОС оказывает решающее влияние на течение переходного процесса. Показано, что только в сценарии с вводом полного запаса реактивности с МКУ температуры оболочек твэлов кратковременно приближаются к температуре плавления (1480 °С) достигая 1422 °С.

Таким образом, показана необходимость использования УПОС для преодоления ЗПА с отказом всех механических органов воздействия на реактивность (авария типа ATWS) без плавления оболочек.

Анализ концепции радиоизотопного генератора тепла на основе америция и кюрия

А. А. Кравец, С. В. Кравец

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: обращение с РАО, ОЯТ, минорные актиноиды, америций, кюрий, модели радиоизотопного генератора тепла, ядерная безопасность, ВВЭР-1200, анализ нуклидного состава

В настоящее время одной из основных проблем атомной энергетики является обращение с радиоактивными отходами, образующимися после, утилизация ОЯТ, обусловленная, отчасти минорными актиноидами, основными из которых являются нептуний, америций, кюрий и калифорний. Однако, классифицировать их как отходы было бы не совсем корректно, так как они имеют ряд интересных и полезных для науки и промышленности свойств.

Изотопы америция и кюрия обладают тепловыделением вследствие своего альфа-распада и могут быть использованы как источник низкопотенциального тепла. Выделение америция и кюрия из захораниваемых РАО способствует уменьшению их активности, тепловыделения и объёма, что может быть крайне выгодно для решения проблемы долгосрочного захоронения отходов.

Целью работы является построение моделей радиоизотопного генератора тепла на основе америция и кюрия, анализ ядерной безопасности генератора с помощью специализированных расчётных комплексов.

В ходе работы был проанализирован нуклидный состав ОЯТ реактора ВВЭР-1200. Нуклидный состав ОЯТ существенно зависит от ряда факторов, таких как начальное обогащение урана в топливе, выгорание топлива и тип реактора.

Анализ нуклидных составов проводился на основании данных, приведённых в руководстве по безопасности при использовании атомной энергии «радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-20).

В качестве модели радиоизотопного источника тепла был принят каналный аппарат кольцевой геометрии, в котором в качестве источника тепла служит металлический сплав америция и юрия в пропорциях равных тем, которые извлекаются из ОЯТ. Пример такой модели представлен на рисунке 1.

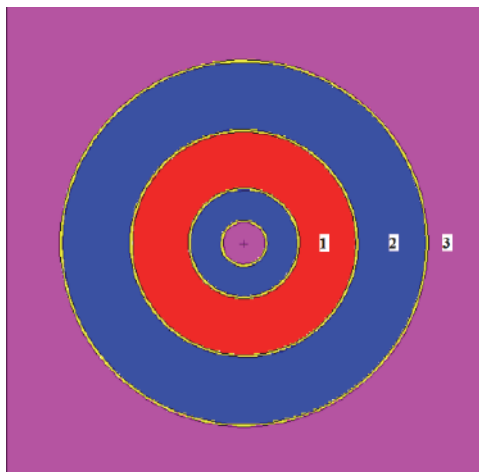


Рис. 1 – Пример геометрии источника тепла на основе америция:
материал 1 — соответствует тепловыделяющей части канала,
материал 2 — теплоноситель, материал 3 — поглотитель нейтронов

При разработке модели крайне важно соблюдать условия ядерной безопасности, для подкритических установок.

Кольцевая геометрия позволяет увеличить количество материала в тепловыделяющей части канала и обеспечить требования ядерной безопасности. Также кольцевая геометрия способствует уменьшению неравномерности распределения тепла в тепловыделяющей части.

На рисунке 1 представлен пример модели канала установки, материал 1 — соответствует тепловыделяющей части канала, материал 2 — теплоноситель, материал 3 — поглотитель нейтронов.

Канал спроектирован таким образом, чтобы любое количество таких каналов, стоящих вплотную друг другу, не нарушали требований ядерной безопасности для подкритических установок.

Использование реалистичного подхода в рамках анализа ядерной безопасности в реакторах типа ВВЭР при запроектных авариях

А. С. Глазков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: анализ ядерной безопасности, ВВЭР, реалистичный подход, метод Монте-Карло

На сегодняшний день, согласно нормативным документам в области анализа безопасности действующих энергоблоков атомных станций, требуется приводить результаты расчета $K_{эфф}$ реалистичных моделей, последовательно реализуемых в процессе ЗПА. Из этого требования следует, что в рамках каждого отчета по анализу безопасности для каждого энергоблока требуется проводить расчет каждого состояния системы, возникающего в ходе запроектной аварии. Прямой пересчет состояний представляется малоосуществимым в следствии времени расчета, поскольку количество рассчитываемых состояний достигает сотен тысяч. При использовании точных методов с реализацией произвольной геометрии системы, например программ реализующих метод Монте-Карло, время расчета такого количества состояний составит несколько лет даже на современных компьютерах с распараллеливанием расчетов. Применение экспертной оценки в некоторых сценариях также тяжелоприменима из-за распределения теплофизических параметров по слоям. В связи с этим была предпринята попытка создать критерий отбора состояний, позволяющий сократить количество расчетов и как следствие расчетного времени до приемлемых значений.

В рамках данной работы была рассмотрена авария в корпусе реактора ВВЭР-1000 с потерей теплоносителя. Исходным событием в рассматриваемом сценарии являлся отказ системы аварийного охлаждения низкого давления активной зоны с одновременным разрывом соединительного трубопровода гидроемкости системы аварийного охлаждения активной зоны.

Как результат, уровень теплоносителя в реакторе постепенно снижался вследствие остаточного энерговыделения топлива. Наибольший интерес представляет стадия выкипания теплоносителя и постепенного оголения топливного столба, которая и рассматривается в данной работе.

В качестве исходных теплофизических данных для расчета величины $K_{эфф}$ использовались распределения плотности воды, температуры воды по 23 слоям и температуры топлива по 20 слоям, полученных с помощью интегрального тяжело-аварийного кода СОКРАТ-В1/В2. Временной интервал между двумя соседними состояниями составлял не более 10 секунд. Общее количество представленных состояний составляло 100000.

Помимо теплофизических данных была использована картограмма активной зоны реактора ВВЭР-1000 для 18-месячного топливного цикла. Исходные данные для послыонного состава выгоревшего топлива были заданы по результатам расчета программы БИПР-7А.

Нейтронно-физические расчеты в данной статье были выполнены с применением комплекса программ САПФИР-2006, реализующего метод Монте-Карло с библиотеками на основе российских оценок нейтронных сечений — БД ЛНФК-87/03.

В основе разработанного критерия лежит тот факт, что зависимость $K_{эфф}$ от плотности теплоносителя сильнее, чем от температуры теплоносителя или от температуры топлива. Поэтому основной отбор проводился по значениям плотности воды. Были отброшены состояния с околонулевой плотностью во всех слоях, а также идентичные по плотности воды состояния. В результате из основной выборки было отобрано 6273 состояния, которые отображают характер изменения величины $K_{эфф}$ в ходе рассматриваемой стадии аварии.

В результате был получен метод по отбору состояний, позволяющий сократить расчетное время более чем в 15 раз, отображающий характер изменения величины $K_{эфф}$ на стадии аварии, где экспертная оценка малоприменима. Однако даже в этом случае расчетное время составляет более 38 суток, что дает повод поиска других методов, позволяющих реализовать реалистичный подход при обосновании ядерной безопасности за приемлемое время.

Оценка влияния неравномерности выгорания топлива по группам ТВС на распределение потоков нейтронов и эксплуатационные параметры активной зоны реактора БН-800

**В. Н. Игнатьев, А. Е. Кузнецов, С. Б. Белов, М. Р. Фарахшин,
Е. С. Кирилова, Н. С. Пугачев**

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: БН-800, МОКС-топливо, ТВС, радиационное повреждение материала оболочек, активная зона, схема перегрузок, выгорание топлива

В настоящее время топливная загрузка реактора БН-800 сформирована только из ТВС на основе смешанного уран-плутониевого (МОКС) топлива.

Основным проектным режимом работы реактора БН-800 является установившийся режим перегрузок, характеризующийся одинаковым количеством ТВС, перегружаемых в одну перегрузку, и одинаковой длительностью интервала между перегрузками. При принятой равномерно-частичной схеме перегрузок ТВС для указанного режима работы в активной зоне одновременно будут находиться сборки с разным временем облучения, равномерно распределённые по активной зоне. Определяющим фактором, ограничивающим ресурс ТВС, является радиационное повреждение материала оболочек твэлов, значение которого для существующей зоны ограничивается величиной 90 сна.

Для ТВС основного массива активной зоны (480 шт.) принята трехкратная схема перегрузок при длительности интервала работы реактора между перегрузками 155 эфф. сут. Из этихборок сформированы три равные по количеству

ТВС группы перегрузки, различающиеся временем облучения. Для ТВС периферийного ряда (84 шт.) принята четырехкратная схема перегрузки, соответственно, из этих сборок сформированы четыре равные группы, различающиеся временем облучения.

Проектное распределение ТВС на группы перегрузки определено исходя из их равномерного размещения в активной зоне сборок, различающих длительность облучения, и одинакового для каждой группы количества ТВС, заменяемых на «свежие» в каждую перегрузку в каждой зоне, в том числе, близкого количества ТВС каждой зоны обогащения. При таком подходе обеспечивается воспроизведение состояния активной зоны по среднему выгоранию топлива и, соответственно, нейтронно-физических характеристик активной зоны в каждом последующем интервале работы после очередной перегрузки топлива. В связи с принятым подходом по обеспечению близкой номенклатуры ТВС в составе каждой группы перегрузки, а также с учетом размещения ячеек СУЗ и разной кратностью перегрузки ТВС основного массива и периферийного ряда, полная равномерность распределения ТВС с разной длительностью облучения не обеспечивается. При этом в отдельных наименее напряженных ячейках зон обогащения имеются области, в которых в смежных ячейках размещаются сборки с одинаковой длительностью облучения. Для оценки влияния неравномерности распределения в активной зоне ТВС, различающихся длительностью облучения, на распределение нейтронного потока выполнена серия расчётов с последовательным изменением состояния ТВС по выгоранию топлива при детальном распределении ТВС по группам перегрузки. В результате получено, что для всех сочетаний ТВС, различающихся длительностью облучения, отклонение в разности плотности нейтронного потока к модели с усреднёнными по группам ТВС составами топлива составляет до 2,0 % отн. для основного массива ТВС и не превышает 3,0 % для менее напряжённых периферийных ТВС. Указанные значения отличия существенно меньше неопределённости заявленной для используемого проектного кода погрешности расчёта энерговыделения (7 %), которое определяется нейтронным потоком. При этом различие значений флюенса нейтронов за кампанию ТВС, определяющих радиационные повреждения конструкционных материалов ТВС и выгорание топлива, полученных по расчётным моделям с дифференцированными и усреднёнными по группам ТВС составами топлива, не превышает 0,5 % отн. Для всех сочетаний ТВС в их существующем разделении на группы перегрузки разброс в величине запаса реактивности незначителен и составляет не более 0,03 % $\Delta K/K$, что с учетом располагаемой эффективности стержней СУЗ является допустимым.

Тем не менее, по выявленным локальным особенностям распределения нейтронного потока целесообразно провести оценку возможности оптимизации разбиения ТВС на группы перегрузки с целью снижения неравномерностей. Рассмотрена оптимизированная схема перегрузки, в которой исключается размещение в смежных ячейках ТВС основного массива сборок с одинаковой длительностью облучения. При этом количество ТВС в группах перегрузки варьируется от 177 до 183 шт. При таком варианте распределения ТВС, различающихся выгоранием,

разброс в величине запаса реактивности составляет не более 0,04 % отн., а отклонение в разности потока нейтронов за интервал работы реактора уменьшается до 3 раз.

В докладе для обоих рассмотренных вариантов представлена наглядная информация по размещению в активной зоне ТВС, различающихся длительностью облучения. Проведена оценка возможности оптимизации выбранной схемы перегрузки в части снижения влияния существующей неравномерности выгорания топлива на распределение потока нейтронов и определяемых им характеристик.

Полученные в рамках выполненной работы результаты будут учтены при разработке перспективных вариантов активной зоны реактора БН-800 с увеличенной кампанией ТВС.

Учет вклада запаздывающих фотонов в программах семейства MCU

**А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин,
М. Ю. Никулин, Д. А. Шкаровский**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Д. А. Колташев

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, MCU, запаздывающие фотоны

Программы семейства MCU, разработанные НИЦ «Курчатовский институт», предназначены для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов аналоговыми и весовыми (неаналоговыми) методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в трехмерных системах с учётом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании. В работе рассмотрена реализация возможности автоматического учета в расчетах запаздывающих фотонов.

При делении урана и других делящихся ядер большая часть энергии выделяется в момент деления в виде кинетической энергии осколков, энергии нейтронов и фотонов. Образовавшиеся ядра (осколки) радиоактивны и при их распаде также выделяется энергия, но спустя некоторое время после акта деления. Носителями этой части энергии являются бета-частицы (электроны и позитроны) и фотоны. Энергия запаздывающих нейтронов не рассматривается ввиду её малости. Таким образом, полная энергия деления E_f есть сумма двух частей — мгновенной E_{prompt} и запаздывающей E_{delay} . Кроме того, необходимо учитывать появление запаздывающего излучения в результате реакции радиационного захвата (n, γ) и в других ядерных реакциях с образованием составного ядра.

Для учета вклада запаздывающих фотонов при использовании программ, реализующих метод Монте-Карло, решаются по отдельности две задачи: нейтронно-фотонная и фотонная.

В целях реализации автоматического учета вклада запаздывающих фотонов были проанализированы ядерные данные по рождению фотонов в нейтронных реакциях.

Данные по рождению фотонов в нейтронных реакциях могут быть заданы одним из двух способов: Expanded Photon Production Method и 30×20 Photon Production Method.

Учет запаздывающих фотонов при использовании данных, заданных методом 30×20 Photon Production Method, реализовать невозможно, т. к. в этом способе реакция, в которой рождаются фотоны, не определяется, и вводится предположение, что угловое распределение образующихся фотонов изотропно. В данном случае для 30 энергетических групп нейтронов задан 20-групповой спектр фотонов.

Использование данных по рождению фотонов в нейтронных реакциях, заданных с использованием метода Expanded Photon Production Method, позволяет реализовать учет вклада запаздывающих фотонов. В этом способе для реакции деления ($MT = 18$) выход и энергия мгновенных фотонов могут быть откорректированы с учетом данных по запаздывающим фотонам. Для учета запаздывающих фотонов, образующихся из продуктов захватной ($MT = 102$) цепочки (при захвате нейтрона и последующем радиоактивном распаде продуктов реакции), применяется аналогичный подход с использованием соответствующих выхода и энергетического спектра реакции $MT = 102$.

Для реализации методики учета запаздывающих фотонов в программу MCUFR/V1.5 дополнительно внедрен модуль рождения фотонов в нейтронных реакциях RHP. Подпрограммами, входящими в состав модуля RHP, обеспечивается доступ к двум типам ядерных данных, содержащихся в файлах библиотеки RHPOTPRO с расширениями SP1 либо SP2.

В программе MCUFR/V1.5 реализован автоматический учет запаздывающих фотонов в расчете (опция *PHPDEL*). Для прочих программ семейства программ MCU применяется следующий подход. Необходимо выполнить нейтронно-фотонный расчет с нейтронным источником и дополнительно провести расчет переноса фотонов с источником запаздывающих фотонов. Данная задача, в свою очередь, разбивается на две подзадачи: отдельно рассматривается источник со спектром запаздывающих фотонов деления и источник со спектром запаздывающих фотонов, образующихся из продуктов реакции захвата ($MT = 102$).

В работе проведено сравнение результатов расчетов энерговыделения при решении двумя способами: с использованием модуля *RHP* с учетом и без учета запаздывающих фотонов и отдельного расчета переноса фотонов с источником запаздывающих фотонов. Результаты расчетов отличаются в пределах статистической погрешности. Таким образом, можно констатировать, что реализация автоматического учета в расчетах запаздывающих фотонов в программе MCUFR/V1.5 выполнена успешно, тем самым обеспечено снижение затрат расчетного времени и трудоемкости задания для пользователя.

Результаты работы были получены с использованием вычислительных ресурсов ОБК НИЦ «Курчатовский институт», <http://computing.nrcki.ru/>.

Кросс-верификация процессинговых кодов NJOY и GRUCON

**Е. П. Аверченкова, Д. В. Панова, А. А. Перегудов,
Г. Н. Мантуров, В. А. Мишин**

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ядерные данные, РОСФОНД, библиотека ядерных данных, кросс-верификация, GRUCON, NJOY, процессинговый код

Целью данной работы является кросс верификация процессинговых кодов NJOY и GRUCON на базе Российской национальной библиотеки нейтронных данных РОСФОНД.

Кросс верификация программных средств является одним из основных способов оценки расчетной погрешности, связанной с процессинговыми кодами, в области нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах. Данная расчетная погрешность может возникать за счет ошибок в программах переработки данных, неправильно выбранной энергетической сетки, неоднозначности метода учета эффекта самоэкранировки в области неразрешенных резонансов или связана с проблемами восстановления сечений в области неразрешенных резонансов.

Поэтому переработка файлов оцененных ядерных данных с помощью одной процессинговой программы не гарантирует правильность полученных результатов, погрешность которых, связана только с погрешностью данных.

В данной работе описан процесс переработки файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД с помощью программ NJOY и GRUCON. Подготовлены данные в SE и мультигрупповом представлении. Проведены расчеты тестовых моделей по полученным библиотекам ядерных данных.

В результате проделанной работы проведен сравнительный анализ полученных данных в SE и мультигрупповом представлении.

Валидационные расчеты задач переноса нейтрального излучения с использованием кода ODETТА-F

В. П. Березнев, И. А. Игнатьев

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: метод конечных элементов, многогрупповое S_nP_m -приближение, скорость реакции, термоядерные нейтроны, эксперимент, энергетический спектр, ODETТА-F

Разрабатываемый в ИБРАЭ РАН код ODETТА-F, основанный на многогрупповом S_nP_m -приближении с использованием метода конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках, предназначен для расчета переноса нейтронного и фотонного излучений в защитных композициях термоядерных установок и гибридных систем.

Для валидации ODETTA-F проведены валидационные расчеты экспериментов из базы данных SINBAD (Fusion Neutronics Shielding), перечень которых представлен в таблице.

Перечень экспериментов для проведения валидационных расчетов кодом ODETTA-F

Наименование эксперимента	Рассчитываемые параметры
Integral Experiment on a 60 cm-thick Graphite Cylindrical Assembly (NEA-1553/72)	– Энергетический спектр нейтронов – Скорости реакций
IPPE neutron transmission benchmark experiment with 14 MeV and Cf-252 fission neutrons through bismuth shell (NEA-1517/87)	– Энергетический спектр нейтронов
IPPE neutron transmission benchmark experiment with 14 MeV neutrons through vanadium shells (NEA-1553/76)	– Энергетический спектр нейтронов
IPPE neutron transmission benchmark experiment with 14 MeV neutrons through iron shells (NEA-1553/75)	– Энергетический спектр нейтронов
FNG Benchmark Experiment on Tungsten (NEA-1553/59)	– Скорости реакции – Мощность поглощенной дозы гамма-излучения
TUD/FNG measurement of neutron and photon flux spectra in the FNG tungsten assembly (NEA-1553/47)	– Энергетический спектр нейтронов – Энергетический спектр фотонов

В данных экспериментах в качестве источника нейтронов используется бомбардируемая пучком дейтронов титан-третиевая мишень. В результате реакции $T(d, n)^4\text{He}$ испускаемые нейтроны имеют среднюю энергию 14,1 МэВ.

Создание расчетных моделей и построение сеток выполнено в открытой CAD-системе Salome. Групповые макроскопические константы подготовлены с помощью кода CONSYST-RF с библиотекой БНАБ-РФ.

Результаты расчета показали хорошее согласие с экспериментальными данными, за исключением некоторых скоростей реакций, что требует дальнейшего исследования.

Разработка нейтронно-физических тестов для анализа результатов облучения мавэлов в реакторе БОР-60

Ю. В. Левченко, М. Н. Слюняев, А. А. Перегудов, В. А. Мишин, В. В. Лосев
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

И. Ю. Жемков, О. В. Ишунина, А. И. Меркулов, Ю. В. Набойщиков
АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: минорные актиниды, Np, Am, выжигание минорных актинидов, мавэлы, реактор на быстрых нейтронах, БОР-60, гетерогенное выжигание, замыкание ядерно-топливного цикла, нейтронно-физические расчеты, тестовые модели, кросс-верификация

Перевод атомной энергетики (АЭ) России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со Стратегией развития АЭ России является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия. В связи с этим задача отработки элементов технологии замыкания ядерно-топливного цикла тепловых и быстрых реакторов является очень важной. К настоящему моменту реализован перевод активной зоны реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом, планируется вовлечение в топливный цикл минорных актинидов (МА), а также сборок со СНУП-топливом (МА). Все это приводит к тому, что в активной зоне возрастает доля плутония и МА. При этом используемое константное обеспечение было ориентировано на урановую зону. Это может привести к увеличению константной погрешности, что в свою очередь может ухудшить расчетные прогнозы работы реактора в последующие микрокампании и тем самым ухудшить экономику блока.

Для улучшения знания сечений МА и изотопов плутония запланирован ряд экспериментальных исследований по выжиганию МА в реакторе на быстрых нейтронах.

Один из таких экспериментов реализуется на площадке АО «ГНЦ НИИАР». В 2019—2024 гг. был выполнен комплекс работ по облучению минор-актиниды выжигающих элементов (мавэл) с Np и Am в различных спектрах нейтронов в боковом экране реактора БОР-60 с последующим радиохимическим анализом при проведении послереакторных исследований.

Для целей проведения кросс-верификационных расчетов с использованием различных программ и ядерных данных были созданы тестовые модели реактора БОР-60 с детальным описанием облучательных устройств с мавэлами.

В расчетах нейтронно-физических характеристик по разработанным тестовым моделям определяются характеристики нейтронного облучения мавэлов с Np и Am с получением спектров и плотности потока нейтронов в исследуемых зонах, а также средние блокированные сечения нейтронных реакций.

По результатам выполнения расчетов планируется проведение сравнения экспериментальных и расчетных данных.

Моделирование стохастических шаровых засыпок реакторов типа ВТГР

Н. О. Кушнир, А. В. Гроль, В. А. Невиница

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: шаровые засыпки, критстенд «Астра», бенчмарк, методика расчёта, ВТГР, моделирование

С 1960-х годов по настоящее время в мире ведётся экспериментальная работа по изучению реакторов типа ВТГР с бóльшим температурным уровнем теплоносителя и безопасностью по сравнению с традиционными реакторами. Одна из концепций данного типа реакторов предполагает набор активной зоны из шаровых элементов, и поэтому такие реакторы имеют ряд особенностей, необходимых для изучения.

В настоящее время в мире интенсивно ведутся проектные разработки модульных высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), способных сделать вклад в решение проблемы производства электроэнергии и высокотемпературного тепла, расширить область применения ядерных технологий в промышленности, а также минимизировать вред, наносимый сжиганием углеводородов. Отличительные особенности данного типа реакторов (двойная гетерогенность топлива, высокие неравномерности энерговыделения, высокие температуры материалов активной зоны) делают актуальной задачу верификации нейтронно-физических кодов, используемых при проектировании ВТГР.

В НИЦ «Курчатовский институт» находится критический стенд «Астра», созданный для изучения особенностей нейтронной физики реакторов ВТГР с шаровой засыпкой. В 2000-х годах на критстенде «Астра» проводились эксперименты по моделированию реактора типа RBMR, часть из которых (по измерению критических параметров, распределений скоростей реакций и измерению эффективности органов СУЗ) описана как benchmark МАГАТЭ, а некоторые из них, выполненные на тех же сборках носят уникальный характер, нигде не описаны и до сих пор не были проанализированы. Это эксперименты по измерению температуры нейтронного газа. Обработка и анализ данных экспериментов позволит сделать выводы о корректности моделей термализации нейтронов в расчетных кодах, используемых при расчетном обосновании реакторов типа ВТГР. Целью настоящей работы была подготовка расчетной модели сборки и верификация расчетов по MCU-HTR с точки зрения соблюдения корректности описания экспериментальных конфигураций для последующего перехода к анализу экспериментов по температуре нейтронного газа, которые планируется исследовать в последующих работах.

Одной из особенностей, влияющих на нейтронно-физические параметры реакторов ВТГР с шаровой засыпкой, является перемешивание шаровых элементов с разными характеристиками. Например, топливные шаровые элементы разной глубины выгорания, поглощающие шаровые элементы и не содержащие топлива графитовые шаровые элементы могут быть смешаны в разных пропорциях

для уменьшения неравномерности энергоснабжения по объему активной зоны или увеличения длительности кампании.

Для более детального моделирования экспериментов на критстенде «Астра» было решено использовать случайные шаровые засыпки. В НИЦ «Курчатовский институт» разработано ПС, позволяющее моделировать случайные засыпки шаровых твэлов, используя предварительно подготовленные САД-модели реакторной установки. Данное ПС используется при моделировании бенчмарк экспериментов на критстенде «Астра», которые предшествуют основной задаче по анализу экспериментов по измерению температуры нейтронного газа. Смоделирована сборка с требуемым количеством шаровых элементов (с точностью до элемента) в требуемых соотношениях шаровых элементов различных типов (топливные, графитовые, поглощающие) между собой.

Двухпараметрическая система измерений в ядерно-физических экспериментах

К. С. Миргородских, В. В. Намаконов

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», Снежинск

Ключевые слова: двухпараметрическая система, схема совпадений, временное разрешение, спектр времени-пролёта, амплитудный метод, кобальт-60, калифорний-252, нейтронный генератор НГ-12И

В работе представлены результаты экспериментов по тестированию новой двухпараметрической системы измерений, которая создана с целью расширения возможностей экспериментальной базы РФЯЦ — ВНИИТФ в ядерно-физических исследованиях. Данная система разработана для измерения спектральных характеристик нейтронного и гамма-излучений в постановке источник-мишень-детектор. Целью тестирования являлось определение характеристик двухпараметрической системы измерений в различных геометриях эксперимента.

Эксперименты выполнены с использованием двух методов — метода времени пролета и метода амплитудного анализа. В работе использовались следующие источники излучения: кобальт-60, ионизационная камера со слоем Cf-252 и нейтронный генератор НГ-12И как источник 14 МэВ нейтронов. В качестве детекторов использовались сцинтилляционные детекторы на основе пластика и стибена, и полупроводниковые детекторы ОЧГ с эффективностью регистрации 50 и 10 %. Для измерения временного разрешения использовалась схема совпадения. Временной диапазон регистрации, в данных экспериментах, составил 0,900 нс. В двух параметрической системе измерений реализовывались следующие режимы: двухканальный режим совпадения, режим сброса временной метки и режим внешнего триггера.

На нейтронном генераторе НГ-12И исследования проводились в импульсно-периодическом режиме работы: длительность импульса 20 нс, частота следования 200 кГц. Средний поток 14 МэВ нейтронов из мишени нейтронного генератора составил $\sim 10^8$ н/с. Измерения проводились методом времени пролета при длине пролетной базы 9 м. Эксперименты выполнены в трех геометриях: с образцом железа, без образца и с поглотителем из полиэтилена. По результатам исследований получены: времяпролетные спектры нейтронов в диапазоне энергий 0,6...14 МэВ; аппаратные спектры (амплитудное распределение импульсов с выхода детектора) гамма-излучения и нейтронов в диапазоне 0,2...15 МэВ; двумерные спектры. Полученный аппаратный спектр гамма-образования железа показал наличие всех основных его гамма линий. Временное разрешение двухпараметрической системы измерений в данной геометрии составило: 30 нс — с детектором на основе стилибена, 60 нс — с 10 % ОЧГ-детектором и 110 нс — с 50 % ОЧГ-детектором.

В эксперименте с ионизационной камерой со слоем Cf-252 исследования проводились методом времени пролета при длине пролетной базы 4 м. В качестве стартового импульса использовался сигнал от ионизационной камеры. По результатам исследований получены: времяпролетные спектры нейтронов в диапазоне энергий 1...10 МэВ; двумерные спектры. Временное разрешение двухпараметрической системы измерений в данной геометрии составило: 20 нс — с детектором на основе пластика, 60 нс — с 10 % ОЧГ-детектором и 100 нс — с 50 % ОЧГ-детектором.

В экспериментах с источником кобальтом-60 были измерены временные разрешения используемых детекторов. В каждом типе эксперимента использовались два детектора в следующих конфигурациях: пластик — пластик, пластик — 10 % ОЧГ-детектор, пластик — 50 % ОЧГ-детектор. В качестве временной отметки использовался сигнал со сцинтилляционного детектора на основе пластика. Расстояние между детекторами составляло 10 см. По результатам исследований получено временное разрешение детекторов, которое составило: 15 нс — с детектором на основе пластика, 40 нс — с 10 % ОЧГ-детектором и 70 нс — с 50 % ОЧГ-детектором.

Результаты тестирования показали, что двухпараметрическая система позволяет проводить измерения в широком временном и энергетическом диапазонах с использованием различных типов детекторов.

Созданная двухпараметрическая система измерений будет использована в интегральных экспериментах на нейтронном генераторе НГ-12И, а полученные результаты учтены при постановке этих экспериментов.

Исследование возможности применения детектора прямого заряда с эмиттером из металлического гафния в реакторах ВВЭР

**А. С. Бикеев, М. А. Калугин, А. Н. Кузнецов, А. Ю. Курченков,
Д. Н. Прохоров, Д. А. Шкаровский**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, MCU, детектор прямого заряда, эмиттер, металлический гафний

Контроль линейного энерговыделения в активной зоне является определяющим фактором безопасной эксплуатации ядерных установок. В настоящее время этот контроль осуществляется системой внутриреакторного контроля (СВРК) с использованием внутриреакторных нейтроночувствительных датчиков (детекторов прямого заряда, ДПЗ). Точность и достоверность интерпретаций показаний этих детекторов имеет решающее значение для обеспечения безопасной и экономичной работы реактора.

В реакторах типа ВВЭР в СВРК используются родиевые ДПЗ, которые имеют высокую чувствительность и инерционность. Основной вклад в образование заряда детектора вносит β -распад ^{104}Rh с периодом полураспада 43,2 с. В СВРК ВВЭР на аппаратном уровне, с помощью фильтра Калмана — Цимбалова эта инерционность устраняется.

Тем не менее, использование гафния в качестве рабочего материала ДПЗ (или КЭДН — комптоновский эмиссионный детектор нейтронов), позволяет избавиться от инерционности без привлечения дополнительных фильтров.

В новых проектах (например, ВВЭР-С) предусматривается существенное улучшение представительности системы контроля нейтронного потока (СКНП, ранее АКНП). АКНП в настоящее время нельзя назвать полностью независимым способом определения тепловой мощности реактора. Это связано с тем, что камеры АКНП расположены достаточно далеко от активной зоны и видят в основном периферийный ряд ТВС в ней. В связи с этим их надо постоянно перекалибровывать из-за движения групп регулирования и выгорания ТВС. В связи с этим, предлагается включить в состав СКНП и безынерционные ДПЗ, например, с эмиттером из металлического гафния.

Сигнал детекторов с эмиттером из оксида гафния является мгновенным за счет того, что заряд образуется за счет взаимодействия фотонов с материалом эмиттера. Основным недостатком данного детектора является его низкая чувствительность и плохая повторяемость. Повышение чувствительности возможно за счет увеличения плотности гафния путем замены оксида гафния на металлический гафний. Кроме того, замена окиси гафния на металлический гафний (с точно известной ядерной концентрацией нейтроночувствительного материала в эмиттере каждого ДПЗ) гарантирует отличную повторяемость начальной чувствительности ДПЗ.

С использованием программы MCU, реализующей метод Монте-Карло, был проведен сравнительный анализ токовых характеристик ДПЗ с эмиттером из родия, оксида гафния и металлического гафния. В расчетной модели детектора эмиттер был разделен на десять равнообъемных частей для учета неравномерности распределения вероятности вылета электронов из эмиттера и их поглощении на коллекторе, а также неравномерности взаимодействия излучения с материалом эмиттера.

Определение токовых характеристик детектора выполнялось путем решения двух задач: нейтронно-физической задачи, в ходе которой вычислялась скорость поглощения нейтронов в эмиттере, и задачи расчета электронно-фотонного каскада, в результате которого был определен парциальный вклад в заряд от десяти радиальных зон. Статистическая погрешность расчетов составила менее 0,1 % для нейтронно-физической задачи и не более 5 % для электронно-фотонной задачи.

Получено, что замена оксида гафния на металлический гафний позволяет заметно увеличить чувствительность детектора и улучшить повторяемость.

Результаты работы были получены с использованием вычислительных ресурсов ОВК НИЦ «Курчатовский институт», <http://computing.nrcki.ru/>.

Сопоставление рассчитанной и измеренной реактивности в экспериментах со сбросом и извлечением регулирующих органов на критстенде с активной зоной малогабаритного газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах

В. Г. Артемов, Н. С. Нерсисян

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: критический стенд, малогабаритный газоохлаждаемый реактор на быстрых нейтронах, активная зона, измерение реактивности, метод обращенного решения уравнения кинетики, параметры запаздывающих нейтронов, пространственный эффект, источник нейтронов, эффект интерференции, моделирование экспериментов

В докладе представлены методические особенности измерений реактивности в экспериментах со сбросом и извлечением рабочих органов системы управления и защиты (РО СУЗ) на критическом стенде (КС) с активной зоной малогабаритного газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах. Измерение реактивности проводилось методом обращенного решения уравнения кинетики. Выход в критическое состояние и эксперименты по измерению реактивности на КС проводились при наличии постоянного внешнего источника нейтронов (ИН). Рассмотрено влияние на результаты экспериментов параметров запаздывающих нейтронов, внешнего ИН, пространственного эффекта и эффекта интерференции РО СУЗ. Предложено использовать результаты моделирования экспериментов, полученных на основе комплекса программ САПФИР_РФ&РС для учета

методических особенностей экспериментов при сопоставлении с результатами прецизионных расчетов, выполненных методом Монте-Карло по программе MCU-FR.

Моделирование экспериментов по измерению реактивности проводилось путем расчета плотности потока нейтронов внезонных детекторов, расположенных по внешнему периметру отражателя.

Для данного КС установлено, что параметры запаздывающих нейтронов из библиотек БНАБ-78 и РОСФОНД дают наилучшее согласие с результатами измерений реактивности. Результаты моделирования измерений показали, что расчетная модель воспроизводит зафиксированную на опыте зависимость реактивности от расположения детекторов и сбрасываемых РО СУЗ. Это дало основание использовать результаты расчета эффективности РО СУЗ для коррекции экспериментальных данных, чтобы исключить неопределенность, связанную с влиянием пространственного эффекта.

При подборе ИН в реактиметре использовались эксперименты с извлечением РО СУЗ. Подбор ИН осуществлялся в два этапа. На первом (предварительном) этапе контролировалось условие постоянства реактивности после окончания перемещения РО СУЗ. На втором этапе для уточнения выбора в реактиметре ИН были использованы эксперименты по определению дифференциальной эффективности РО СУЗ при их извлечении на разную величину (метод «разгона» с двумя периодами). Для учета эффекта интерференции использовались результаты расчетного моделирования. Расчетное моделирование измерений позволило оценить и нивелировать влияние методических особенностей измерений реактивности в экспериментах со сбросом и извлечением РО СУЗ при сопоставлении с результатами расчета характеристик РО СУЗ методом Монте-Карло.

Моделирование нейтронной кинетики в активной зоне реактора SPERT III в программе КИР

В. И. Белоусов, И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан, А. Н. Писарев

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: активная зона, реакторная установка SPERT III, нейтронная кинетика, программа КИР, точечная кинетика, прямой метод Монте-Карло

В программе КИР разработаны и реализованы алгоритмы расчёта кинетики нейтронов методом Монте-Карло, которые в настоящее время проходят верификацию и валидацию. Верификационная база бенчмарков, содержащих результаты измерений нестационарных процессов, не так обширна, как у стационарных процессов, для которых существуют сборники критических (ICSBEP) и реакторных (INERPBE) экспериментов. Однако имеется несколько опубликованных бенчмарков, позволяющих провести валидацию алгоритмов расчёта кинетики, в

которые входит рассматриваемый в данной работе бенчмарк-эксперимент, проведённый на исследовательской реакторной установке SPERT III в 1960-х годах. Основной целью SPERT III был анализ динамики ядерных реакторов для оценки безопасности установки и термомеханических напряжений конструкционных материалов. Установка представляет собой упрощённый водо-водяной реактор типа PWR с уменьшенным числом твэлов в тепловыделяющей сборке. В спецификации бенчмарка представлены результаты экспериментальных измерений как стационарных, так и нестационарных процессов с вводом положительной реактивности (общий диапазон от 0,5 до 1,3 \$). В последнее время исследовательский реактор SPERT III вызывает значительный интерес ввиду возможности валидации программ сопряжённых расчётов нейтронной физики и теплогидравлики.

Вся работа по расчёту бенчмарка условно разделена на три этапа.

На первом этапе для программы КИР разработана подробная модель реактора SPERT III с детальным описанием геометрии и состава. Проведена проверка корректности физических параметров для стационарной конфигурации реактора. Результаты расчёта критического положения стержней СУЗ и их эффективности, эффективности центрального поглощающего стержня и температурного эффекта реактивности, кинетических параметров по программе КИР хорошо согласуются с экспериментальными данными.

Второй этап состоял в расчёте периодов реактора при введении заданной положительной реактивности. Получены периоды реактора для всей серии экспериментов, проведённых на реакторной установке SPERT III. Для большинства экспериментов различия между расчётными и измеренными периодами реактора находятся в пределах экспериментальной погрешности.

Третий этап состоял в моделировании нестационарных процессов с учётом обратных связей. В настоящий момент выполнена только часть этого этапа работы. Проведена кросс-верификация программы КИР с результатами расчётов по программе Serpent 2 для эксперимента T-32, в котором моделируется перемещение центрального стержня без учёта обратных связей. Результаты моделирования кинетики по программе КИР и Serpent 2 демонстрируют согласованность результатов. Проведены демонстрационные расчёты нейтронной кинетики для разгонных экспериментов T-41, T-43, T-57 и T-70 без учёта обратных связей. Получены кривые зависимости мощности ректора от времени при введении положительной реактивности. Анализ результатов разгонных экспериментов показывает, что на участке разгона наблюдается хорошее согласие между расчётными и экспериментальными значениями мощности. Для дальнейшего уточнения результатов необходимо проводить расчёты нейтронной кинетики с учётом обратных связей.

Моделирование отключения ГЦНА реакторной установки ВВЭР-1000 на полной мощности на основе эксплуатационных данных с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER

И. В. Прикоп, П. В. Гордиенко, А. В. Коцарев, А. С. Сумарокова

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, переходный процесс, ГЦНА, эксплуатационные данные, валидация, ATHLET/BIPR-VVER, расчетная модель

С целью валидации расчётной модели реакторной установки (РУ) ВВЭР-1000 проведено моделирование переходного процесса, связанного с отключением главного циркуляционного насосного агрегата (ГЦНА) на полной мощности.

Физическая суть процесса, возникающего после отключения ГЦНА, состоит в следующем. При отключении одного ГЦНА происходит предусмотренная проектом разгрузка блока. Разгрузка выполняется посредством срабатывания ускоренной предупредительной защиты блока (УПЗ), а именно путем сброса заданной группы поглощающих стержней, что приводит к вводу отрицательной реактивности. При этом происходит выбег отключенного ГЦНА. В дальнейшем в петле с отключившимся ГЦНА устанавливается обратный ток теплоносителя.

Расчет нейтронно-физического состояния РУ перед началом процесса проводился с помощью программы БИПР-8. После чего было произведено сравнение результатов расчета исходного состояния с данными, полученными с помощью системы внутриреакторного контроля (СВРК). А именно были сопоставлены концентрация борной кислоты, радиальное распределение энерговыделения, аксиальное распределение энерговыделения в центральной (№ 82) и периферийных (№ 11 и № 77) тепловыделяющих сборках. Значения основных параметров РУ перед началом переходного процесса были заданы в соответствии с эксплуатационными данными.

Моделирование исследуемого процесса проводилось с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER, который осуществляет связанные нейтронно-физический и теплогидравлический расчеты переходных процессов в реакторах типа ВВЭР.

В рамках работы выполнено моделирование выбега отключившегося ГЦНА с учетом работы остальных ГЦНА и сопоставление расчетных и экспериментальных характеристик выбега. Помимо этого, в результате расчетов получены и сопоставлены с эксплуатационными данными значения мощности, расходов по петлям, температур теплоносителя в горячих и холодных нитках, мощности парогенераторов.

Расчеты накопления актинидов в топливе перспективного теплового реактора типа ВВЭР-С библиотекой РОСФОНД-2020.2

Г. О. Егоров, Ю. В. Левченко, Г. Н. Мантуров, Ю. В. Матвеев

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ВВЭР-С, МОКС-топливо, расчёт выгорания топлива, минорные актиниды, MCNP5, WIMS-D, расчет изотопной кинетики, ядерные концентрации

В данном докладе представлены результаты сравнительных расчётов выгорания актинидов в тепловом реакторе типа ВВЭР-С с уран-плутониевым (МОКС) топливом.

Целью является исследование неопределённости при расчётах выгорания топлива и накопления минорных актинидов с использованием различных программных комплексов, базирующихся на единой базе ядерных констант. Исследования выполнены на примере расчётов выгорания модели твэла одного из перспективных реакторов типа ВВЭР-С. Полученные результаты с помощью программных комплексов MCNP5 и WIMS-D и библиотеки ядерных данных ENDF/B-VII.1 и новой РОСФОНД-2020.2 были проанализированы и сопоставлены между собой.

Для расчётов по программе MCNP использовались файлы в формате ACE с детальной зависимостью сечений от энергии нейтронов, расчёты проводились с использованием специализированных модулей расчёта изотопной кинетики ORIGEN2 и CINDER90. Расчёты по программе WIMS проводились с использованием библиотек групповых констант, сгенерированных на основе файлов оценённых ядерных данных с различными энергетическими разбивками в 69 и 172 группах.

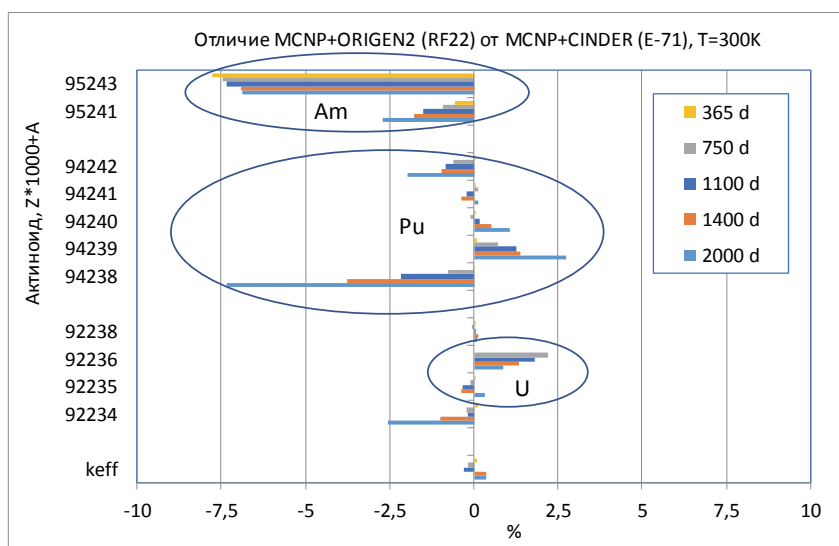


Рис. 1. Отличие результатов расчётов концентраций актиноидов

Сравнение рассчитанных ядерных концентраций актиноидов по различным программам и библиотекам показывает, что наибольшие расхождения между расчётами по MCNP и WIMS наблюдаются для изотопов ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Am и ^{243}Am , отличия в значениях концентраций остальных изотопов составили не более 5 %. Также были проведены более детальные сравнительные расчёты изотопной кинетики по программам WIMS и MCNP при температуре 300 К для 365, 750, 1100 и 1400 дней выгорания.

Оценка методической составляющей погрешности расчета нейтронно-физических характеристик активных зон БН-600 и БН-800

Э. М. Зарапина, В. А. Мишин, П. В. Пастухова, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова методическая составляющая погрешности, нейтронно-физические характеристики, МОКС-топливо, сталь ЭК164-ИД, ПК TRIGEX, ПК TRIUM, метод Монте-Карло

Расчеты РУ БН базируются на использовании как инженерных трёхмерных диффузионных кодов — это TRIGEX и JAR-FR, так и прецизионных кодов, основанных на методе Монте-Карло.

Оценка погрешностей рассчитываемых нейтронно-физических характеристик является одним из важнейших направлений в практике РУ БН. Все получаемые по инженерным кодам расчетные результаты должны сопровождаться оценкой составляющих погрешностей и, в частности, методической составляющей.

Для проведения качественного анализа и расчетного сопровождения эксплуатации РУ, выполнения нормативных требований, подтверждения или корректировки проектных характеристик необходимо провести работу по анализу методической составляющей погрешности расчета нейтронно-физических характеристик в связи со следующими изменениями состава активных зон РУ:

- полная загрузка МОКС-топливом активной зоны реактора БН800-01Д;
- переходом на оболочки твэл из стали ЭК164-ИД в реакторе БН-600.

Методическая составляющая погрешности рассчитывается из результатов сравнения расчетов, выполненных по инженерным кодам и прецизионным кодам. Для наиболее корректной оценки методической составляющей погрешностей (кинетическая, гетерогенная и другие поправки) применялась схема, основанная на подключении модулей ММК к комплексу программ TRIGEX, реализованная в программном комплексе TRIUM.

В данной работе будут оценены методические погрешности для следующих проектных характеристик:

- величина критичности;
- эффективность стержней СУЗ;
- поле энерговыделения.

Расчетное моделирование облучательных экспериментов МОКС- и СНУП-топлива по программному комплексу MCU-NR

А. М. Ромадинов, И. А. Федоров, В. А. Юферева

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: расчетное моделирование, облучательные эксперименты СНУП-топлива, изотопная кинетика, выгорание ядерного топлива, прецизионный код, метод Монте-Карло

В рамках данной работы было проведено расчетное моделирование экспериментов по облучению образцов ядерного топлива в энергетических быстрых реакторах БН-350 и БН-600. Были разработаны расчетные модели экспериментов и проведены расчеты выгорания и изменения изотопного состава исследуемых образцов топлива с помощью прецизионного программного комплекса (ПК) MCU-NR с библиотекой MDBBR50. Результаты расчетов будут использованы для дополнительной верификации ПК MCU-NR.

Эксперименты по облучению образцов смешанного оксидного уран-плутониевого топлива, уранового и плутониевого образцов были выполнены на реакторе БН-350 в начале 80-х годов прошлого столетия. Они заключались в установке четырех образцов и облучении их в капиллярной трубке, размещенной в центре ТВС быстрого реактора БН-350, на номинальной мощности в течение двух рабочих кампаний. После облучения образцов была проведена работа по их исследованию. На момент проведения расчетного моделирования экспериментов на БН-350 отсутствовало полное детальное описание реактора, поэтому сформировать детальную полномасштабную модель эксперимента для расчета по ПК MCU-NR не представлялось возможным. Эксперимент был смоделирован на локальном уровне. Модель представляла из себя бесконечную решетку из ТВС высотой равной реальной высоте реактора БН-350. Для каждого образца была подобрана мощность ячейки таким образом, чтобы в итоге в расчете получить измеренную активность ^{137}Ce и/или ^{144}Ce .

С 2013 года в реакторе БН-600 проводятся экспериментальные исследования по облучению смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива. В НИИАР были проведены радиохимические исследования по определению нуклидного состава отработавшего СНУП-топлива, облученного в комбинированных экспериментальных тепловыделяющих сборках КЭТВС-1 и КЭТВС-7. В ходе радиохимических исследований были определены изотопные составы образцов СНУП-топлива из центрального твэла КЭТВС-1 и периферийного твэла КЭТВС-7. С помощью ПК MCU-NR были проведены расчеты выгорания КЭТВС-1 и КЭТВС-7 в бенчмарк-моделях, представляющих из себя бесконечную решетку гетерогенных ячеек высотой 1 м.

На основе экспериментальных исследований по облучению образцов ядерного топлива в реакторе БН-350 была составлена бенчмарк-модель для кросс-верификации ПК MCU-NR по коду FACT-BR и программе для ЭВМ BPSD/V2.1, аттестованной в связке с ГЕФЕСТ.

Для обоснования возможности переноса результатов оценки погрешности концентрации актинидов при выгорании топлива активной зоны в спектре

РУ БН-600 (КЭТВС) на РУ БРЕСТ-ОД-300, а также в качестве дополнительной кросс-верификации MCU-NR, был разработан расчетный тест выгорания ТВЭлов КЭТВС-1 и КЭТВС-7 в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300. Расчетная модель представляет собой стандартную ТВС ЦЗ БРЕСТ-ОД-300 за исключением центрального ТВЭла для расчетов БРЕСТ-КЭТВС-1 и периферийного ТВЭла для БРЕСТ-КЭТВС-7, остальные ТВЭлы — со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом РУ БРЕСТ-ОД-300.

Были проведены расчетные исследования по обоснованию использования модели бесконечной решетки гетерогенных ячеек при расчете выгорания и изотопной кинетики в реакторах на быстрых нейтронах. В качестве референтного образца использовалась полномасштабная бенчмарк-модель реактора БРЕСТ-ОД-300. Были проведены расчеты выгорания одной микрокампании в полномасштабной модели реактора и в трех моделях бесконечных гетерогенных ячеек, соответствующих ТВС периферийной зоны и двум ТВС центральной зоны реактора. Модель ячейки представляет собой усеченную ТВС реактора высотой равной высоте топливного столба в полномасштабной модели. Гетерогенная структура ячейечной модели полностью соответствует детальной полномасштабной модели реактора. На всех границах ячейки заданы условия отражения. В результате исследования было получено хорошее согласие результатов расчетов выгорания и изотопной кинетики в полномасштабной модели реактора и модели бесконечной решетки гетерогенных ячеек.

В ходе расчетного моделирования экспериментов по облучению образцов ядерного топлива в быстрых реакторах на номинальной мощности были определены максимальные погрешности расчета изменения нуклидного состава по ПК MCU-NR для РУ БРЕСТ-ОД-300.

Оценка параметров модели активной зоны ВВЭР на основе обработки экспериментов по возбуждению свободных ксеноновых колебаний

М. И. Сальников, А. А. Пинегин

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: аксиальные ксеноновые колебания, метод Байеса, МСМС, анализ неопределенностей, коэффициенты чувствительности, машинное обучение

В настоящее время проекты АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) предполагают возможность работы АЭС в переменном графике нагрузки, что повышает требование к точности моделирования ксеноновых переходных процессов и прогнозирования развития ксеноновых переходных процессов в активной зоне.

Маневры мощности в реакторах ВВЭР большой мощности сопровождаются периодическими перераспределениями концентрации ксенона, а также поля

энерговыведения между верхней и нижней частями активной зоны. Большая амплитуда колебаний может приводить к повреждению ТВЭЛов и снижению устойчивости работы энергоблоков.

Ксеноновые колебания в активной зоне чувствительны к значениям некоторых нейтронно-физических параметров. 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 возбуждения ксеноновых переходных процессов была проведена при пуске Нововоронежской АЭС-2.

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. Далее из анализа чувствительности формируется набор нейтронно-физических параметров, чьи изменения в пределах диапазонов неопределенности их значений оказывают наибольшее влияние на протекание ксеноновых переходных процессов.

Затем, оценка апостериорной плотности вероятности для выбранного набора нейтронно-физических параметров методом Монте-Карло с цепями Маркова (метод DRAM). Набор значений нейтронно-физических параметров, при которых апостериорная плотность вероятности достигает наибольшее значение, принимается за их уточненное значение.

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 использовалась ПС Nostra. Данная программа является развитием алгоритма БИПР-7А.

Отчеты по анализу безопасности должны, в соответствии 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 больших вычислительных ресурсов. Для уменьшения вычислительных затрат в разработанной процедуре методом машинного обучения формируются полиномиальные модели первого или второго порядка. Используемые методы построения полиномов эффективны при высокой размерности пространства (в данной работе предполагается уточнять 4—5 параметров одновременно).

По представленной процедуре оцениваются апостериорные плотности распределений параметров модели, которые учитывают экспериментальную информацию о протекании ксенонового переходного процесса в активной зоне.

Метод подобия в задаче многократного рецикла плутония в двухкомпонентной ядерной энергетической системе

В. И. Усанов, Е. С. Хныкина, К. А. Исанов

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, плутоний, многократный рецикл топлива, двухкомпонентная ядерная энергетика

Двухкомпонентная ядерная энергетическая система (ЯЭС) с замкнутым топливным циклом и генерирующими мощностями на основе тепловых и быстрых реакторов открывает перспективу кардинального решения проблемы обращения с отработавшим топливом, радиоактивными отходами (РАО) и надежного топливообеспечения ядерной энергетики. Одним из обсуждаемых вопросов в задаче перехода в замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) является целесообразность осуществления многократного рецикла топлива в тепловых реакторах.

В качестве основного подхода к замыканию в России был принят вариант ЯЭС, в котором отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) тепловых реакторов подвергается переработке и повторно используется в качестве МОКС-топлива в быстрых реакторах. Практическая осуществимость такого варианта была продемонстрирована во Франции и Великобритании и в настоящее время реализуется в реакторе БН-800. Оценки показывают, что существенный эффект снижения количества плутония, накапливаемого в ОЯТ тепловых реакторов, составляющих основу современной ядерной энергетики и энергетики обозримого будущего, может быть достигнут при значительной доле быстрых реакторов в структуре ЯЭС. Однако высокие темпы сооружения быстрых реакторов в России можно ожидать только после сороковых годов, и то с большой долей неопределенности. Что же касается планов освоения технологии быстрых реакторов за рубежом, то они отодвинуты за 2080-е годы.

В докладе представлены результаты рассмотрения варианта многократного использования МОКС-топлива в реакторах типа ВВЭР. Мировой опыт показывает, что однократный рецикл плутония из топлива тепловых реакторов в варианте загрузки трети активной зоны МОКС-топливом осуществим, но из-за ухудшения качества рециклированного плутония его дальнейшее использование оказалось невозможным по соображениям безопасности. Авторами предлагается организовать следующий рецикл плутония в тепловом реакторе методом подбора состава плутония, близкому к составу МОКС-топлива, используемому в первом рецикле. Для достижения необходимого количества соотношения делящихся ядер плутония полагается использовать наработанный плутоний в зонах воспроизводства реакторов БН. Высокое содержание делящихся изотопов плутония в ОЯТ быстрых реакторов позволит путем смешивания с ОЯТ МОКС-топлива ВВЭР получить состав, приближенный к первому рециклу МОКС-топлива. Приведено сравнение варианта многократного рецикла с использованием метода подбора состава с вариантом многократного рецикла плутония без корректировки состава. Обсуждаются

варианты структуры двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами и требования к коэффициенту воспроизводства качественного плутония быстрого реактора для реализации масштабного многократного рецикла плутония в тепловых и быстрых реакторах.

Оценка технического состояния и остаточного ресурса графитовой кладки Билибинской АЭС

В. А. Павлюкова, И. В. Московченко, В. В. Сергеев

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: энергоблок, графитовая кладка, кривизна графитовых колонн, тепловой зазор

Графитовая кладка — это конструктивный узел реактора ЭГП-6 Билибинской АЭС, состоящий из графитовых блоков и являющийся замедлителем и отражателем нейтронов. По проекту графитовая кладка не подлежит замене и капитальному ремонту, в связи, с чем её ресурс определяет ресурс энергоблока в целом.

Целью данной работы является оценка технического состояния и прогнозирования остаточного ресурса графитовой кладки реакторов энергоблоков Билибинской АЭС

В ходе исследований были проведены следующие этапы:

- прямое систематическое наблюдение за состоянием графитовой кладки при эксплуатации, включающие контроль изменения диаметра отверстий в ячейках, кривизны графитовых колонн и величины теплового зазора между нижним срезом стояка и нижним краем верхнего блока графитовой колонны;
- анализ результатов отбора проб (образцов) графита из блоков кладки и исследование характеристик графита на этих образцах: механическая прочность, теплопроводность, электропроводность, структура кристаллической решетки;
- расчетные исследования температурного режима эксплуатации графитовой кладки;
- анализ полученных экспериментальным путем данных по интегральным показателям состояния графитовой кладки (значения кривизны графитовых колонн, теплового зазора в ТСТ), прогнозирование с использованием разработанных методик динамики изменения этих параметров в процессе эксплуатации и оценка остаточного ресурса графитовой кладки.

Таким образом, по результатам проведенного исследования графитовых кладок сделан вывод о безопасной эксплуатации графитовых кладок реакторов энергоблоков Билибинской АЭС.

Программа повышенной точности для расчета изменения изотопного состава ядерного топлива в процессе выгорания

И. А. Титаренко, А. С. Листов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: изотопная кинетика, программный комплекс САПФИР-2006, программный модуль S71T, выгорание ядерного топлива, эффективный осколок, ядерная безопасность

Задача определения изменения изотопного состава ядерного топлива в процессе работы реактора является одной из основных при решении вопросов ядерной безопасности при обращении с выгоревшим топливом как на станции, так и при его перевозке и долговременном хранении. Решение этой задачи напрямую связано с определением мощности источников радиационного излучения в материалах, без чего невозможно обоснование радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом и другими радиоактивными материалами.

Для решения этой задачи разработан программный модуль для расчета нуклидной кинетики S71T, входящий в состав программного комплекса САПФИР-2006. До создания данного модуля в рамках комплекса САПФИР-2006 использовался модуль OTRAWA, предназначенный для инженерных расчетов. В модуле OTRAWA изменение концентраций отдельных изотопов проводилось по эффективным кумулятивным данным для 69 изотопов. Для остальных изотопов используется эффективное суммарное сечение, не зависящее от глубины выгорания. Модель «эффективного осколка» также используется в других программах.

В новом модуле S71T в расчетах участвуют 3780 изотопов и изомеров. Одной из важных задач, решаемых при разработке программы, является формирование современной библиотеки ядерных данных. В настоящее время не существует специализированных библиотек, предназначенных для константного обеспечения программ расчета изотопной кинетики. Все необходимые для расчета данные располагаются в разных библиотеках, либо не содержатся в них вообще. Поэтому подготовка рабочей библиотеки проводилась по процессинговой системе GRUCON на основе библиотеки оцененных нейтронных данных ENDF/B-VII.1 и данных активационной библиотеки EAF.

Отказ от использования эффективного осколка в новом модуле изотопной кинетики S71T может оказать влияние на погрешность расчета изотопного состава и поэтому должен быть обоснован. В данной работе проводится сравнительный анализ результатов, полученных двумя способами: с использованием модели «эффективного осколка» и по новому модулю изотопной кинетики, который на данный момент обеспечивает наибольший охват изотопов, образующихся в ходе кампании реактора.

Исследование нейтронно-физических характеристик реактора БР-1200 с изотопно-модифицированным СНУП-топливом

А. В. Баловнев, А. П. Жирнов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, И. А. Фёдоров
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, БР-1200, нейтронно-физические характеристики, изотопно-модифицированное СНУП-топливо

Разработка быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем неразрывно связана с моделированием замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Концепция ЗЯТЦ предусматривает полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне (КВА~1) без бланкета, эффективное использование урана за счет конверсии в спектре быстрого реактора ^{238}U в ^{239}Pu . Достижение высокого КВА осуществляется применением высокоплотного нитридного топлива. Использование СНУП-топлива с природным азотом приводит к наработке высокотоксичного радиоактивного изотопа ^{14}C . Проблема наработки ^{14}C может быть решена повышением доли практически не поглощающего нейтроны изотопа ^{15}N в СНУП-топливе. В данной работе рассмотрена работа реакторов как на начальном этапе эксплуатации, так и в установившемся режиме при замыкании ядерного топливного цикла.

Эффект реактивности при увеличении содержания ^{15}N в СНУП-топливе до 99 ат. % составляет приблизительно $6 \beta_{\text{эф}}$. Коэффициент воспроизводства при таком увеличении доли ^{15}N увеличивается приблизительно на 0,03. Для снижения КВ и ЗР в работе рассматривается снижение массы топливной загрузки.

В работе рассмотрено две концепции снижения массы топливной загрузки. Согласно первой концепции, снижение массы осуществлялось вариацией высоты топливного столба и диаметров твэл при сохранении компоновки активной зоны и конструкции ТВС. Согласно второй концепции, количество ТВС в активной зоне уменьшено, при этом количество твэл в ТВС увеличено. Разработано шесть расчетных моделей, масса стартовой загрузки которых снижена по отношению к БР-1200 со стандартным СНУП-топливом на величину от 13 до 27 %. Для моделей с изотопно-модифицированным СНУП-топливом наблюдается увеличение эффективности РО СУЗ.

Среди расчетных моделей выбрано две наиболее перспективных, для которых проведен расчет 10 микрокампаний по 330 эф. сут с остановками по 35 сут.

Исследование возникновения положительного эффекта реактивности при потере циркуляции в ЖСР

К. А. Исанов, Г. И. Тошинский

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ЖСР, запаздывающие нейтроны, положительный эффект реактивности

В 2019 году реакторы на расплавах солей приобрели новую актуальность. В том же году приступили к проектировке первого промышленного в России жидкосолевого реактора — ИЖСР, в рамках стратегии Росатома по замыканию топливного цикла. Жидкосольевой реактор имеет ряд преимуществ. К преимуществам принято относить: малый запас реактивности; возможность выжигания минорных актинидов в промышленных масштабах; возможность непрерывного вывода продуктов деления и отравителей; возможность непрерывной подпитки свежим топливом. Но у реакторов типа ЖСР есть также и существенные минусы, один из которых уменьшение доли запаздывающих нейтронов в циркулирующем (нестационарном) топливе.

В данной работе рассматривается проблема уменьшения доли запаздывающих нейтронов в топливе жидкосольевых реакторов, а также эффект возникновения положительной реактивности при уменьшении или полной потере циркуляции. В качестве расчетной модели был принят реактор типа ARE. На основе данной модели проводилось расчетное моделирование установившейся доли запаздывающих нейтронов от скорости циркуляции расплавов солей в реакторе. Установившаяся доля запаздывающих нейтронов была определена в шести групповом приближении запаздывающих нейтронов, с рассмотрением на качественном уровне вклада каждой группы в потерю запаздывающих нейтронов. Также, для каждого из рассматриваемых вариантов скорости циркуляции расплавов солей, была определена величина положительного эффекта, высвобождаемого при потере циркуляции топлива на 25, 50, 75 % и при полной потере циркуляции. Для каждого из вариантов определен характер высвобождения реактивности, на основе которого, можно сделать выводы о безопасности жидкосольевых реакторов, при учете обратных связей.

Оценка неопределенности расчета кампании быстрого реактора со свинцовым теплоносителем

О. И. Чертовских, А. А. Белов, В. С. Потапов

ИБРАЭ РАН, Москва

О. Н. Андрианова

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: оценка неопределенности, коэффициенты чувствительности, нейтронные константы, технологические параметры, кампания реактора, нуклидная кинетика

Важным этапом обоснования безопасности проектируемых объектов использования атомной энергии и объектов ядерной техники является применение численного моделирования на базе современных расчетных нейтронно-физических программ. Одной из сопутствующих актуальных задач является разработка специализированного методического и программного обеспечения моделирования топливных кампаний проектируемых реакторных установок на быстрых нейтронах с возможностью выполнения оценок неопределенности результатов их расчетного прогнозирования.

Цель работы — расширение функциональных возможностей программ моделирования нейтронно-физических процессов для обоснования режимов работы реактора в части оценки точности расчетов важных для ядерной безопасности нейтронно-физических характеристик, таких как: эффективный коэффициент размножения нейтронов, запас реактивности, характеристики выгорания ядерного топлива, коэффициент воспроизводства и количество накопившихся нуклидов в процессе облучения топлива в реакторе и другие. Точность нейтронно-физических расчетов определяется на основе анализа чувствительности и неопределённости всех входных для расчетного моделирования данных, начиная от характеристик нейтронных взаимодействий (нейтронных констант), заканчивая характеристиками активной зоны (технологические параметры: размеры, плотности материалов, изотопный состав и пр.).

В настоящей работе представлены результаты адаптации вариантных методов оценки неопределённости и расчета коэффициентов чувствительности реакторных характеристик к групповым нейтронным сечениям и параметрам топлива для интегрального кода ЕВКЛИД/V1, применяемого, в том числе и для моделирования кампании быстрых реакторов. Оценка неопределенности выполнена на основе детерминистического и стохастического методов с помощью специализированного модуля SUN.

С помощью разработанных программных модулей выполнен анализ влияния погрешностей параметров уран-плутониевого нитридного топлива (массовой доли плутония, содержания изотопа ^{235}U , плутониевого вектора, содержания изотопа ^{241}Am), а также нейтронных сечений основных нуклидов на точность расчетов изменения нуклидного состава топлива и нейтронно-физических характеристик в процессе моделирования кампании быстрого реактора со свинцовым теплоносителем.

Расчет радиационных характеристик с использованием программного комплекса MCU-BR применительно к реактору БРЕСТ-ОД-300

А. М. Шульга, В. А. Юферева

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: БРЕСТ-ОД-300, JANUS, ИР-50, прецизионные расчеты, расчет ионизирующего излучения, методика расчета, радиационная защита, верификация, неналоговые методы моделирования

В настоящей работе были созданы модели и проведены расчёты различных защитных задач с использованием прецизионного программного кода (ПК) MCU-BR с библиотекой констант MDBBR50. Расчётное моделирование проводилось с целью верификации ПК MCU-BR для расчёта следующие параметров:

- распределение плотности потока нейтронов в активной зоне, в отражателе и в защитных композициях реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300;
- ослабление плотности потока нейтронов (ППН) в стали, свинце и бетоне;
- распределение мощности эквивалентной дозы нейтронов и фотонов в активной зоне, в отражателе и в защитных композициях РУ БРЕСТ-ОД-300;
- ослабление мощности эквивалентной дозы в стали, свинце и бетоне;
- скорости активации резонансных и пороговых индикаторов;
- скорость набора радиационных повреждений (СНА) стали.

Ключевой особенностью выбранных для верификации задач является то, что исследуемые материалы в них должны были быть схожи с используемыми в РУ БРЕСТ-ОД-300. Исходя из целей верификации были выбраны следующие бенчмарк-эксперименты:

- эксперимент на ИР-50 с малоуглеродистой и нержавеющей сталью (были проведены расчёты скоростей реакций активации и мощности дозы фотонов);
- эксперимент ФЭИ со свинцовой сферой (были рассчитаны спектр нейтронов, интегральная ППН, ППН с $E > 0,11$ МэВ);
- эксперимент с нержавеющей сталью (JANUS Phase 1) (были рассчитаны скорости активационных реакций).

Для дополнительной верификации полученных значений были разработаны и проведены следующие расчётные тесты:

- расчетный тест № 1 на основе эксперимента JANUS Phase 1 с бетоном (были рассчитаны скорости активационных реакций, мощности дозы нейтронов и фотонов, СНА, интегральная ППН, ППН с $E > 0,11$ МэВ);
- расчетный тест № 2 на основе 3D-модели РУ БРЕСТ-ОД-300 с внутриреакторным хранилищем (были рассчитаны ППН с $E > 1,11$ МэВ, ППН с $E > 0,11$ МэВ, мощности дозы нейтронов и фотонов, СНА, удельное тепловыделение от фотонов).

Кросс-верификация расчётных тестов проводилось по аттестованным ПК: MCNP4B, КАТРИН и КАСКАД.

В выбранных защитных задачах было необходимо проводить расчёты либо в детекторах, размеры которых малы по сравнению со всей расчётной моделью, либо через несколько слоёв защиты, где происходит значительное ослабление

ионизирующего излучения. Поэтому расчёты функционалов требовали больших вычислительных ресурсов. Для решения данной проблемы исследовалась возможность применения различных методов неаналогового моделирования ПК MCU-BR. В частности, были использованы методы расщепления/русской рулетки и весового окна. Для выбора, какой метод применять в конкретной задаче, в качестве критерия была принята относительная эффективность FOM (Figure of Merit), позволяющая оценить эффективность неаналоговых методов, а также подобрать наиболее оптимальное разбиение ценностей и размера областей для моделирования неаналоговым методом исходя из статистической погрешности результата и времени, затраченного на расчет. Руководствуясь данным критерием, были выбраны оптимальные способы расчёта защитных задач, что позволило существенно минимизировать погрешности расчёта.

Расчётные оценки радиационной обстановки внутри и вокруг хранилища отработавшего ядерного топлива

**А. А. Белов, В. П. Березнев, Г. С. Блохина, Д. А. Колташев,
Р. Е. Шурыгин**

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: обоснование радиационной безопасности, хранилище отработавшего ядерного топлива, транспортный упаковочный комплект, мощность амбиентного эквивалента дозы, методы Монте-Карло, визуализация данных

Расчётные оценки радиационной обстановки, а именно мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД), внутри и вокруг хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) при различных вариантах размещения в нем транспортных упаковочных комплектов (ТУК), содержащих отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) быстрого реактора со свинцовым теплоносителем, производятся в целях обоснования безопасности требований НП-018-05.

В рамках работы выполнялись расчетные оценки МАЭД от 3 источников излучения: источник нейтронов от отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), источник фотонов от ОЯТ и источник фотонов от стальных конструкций ОТВС. Также в рамках данной работы предполагалось разработка программы для обработки больших массивов данных и их графической визуализации для облегчения восприятия пользователем.

Расчёты МАЭД проводились с помощью аттестованной программы для ЭВМ MCU-FR, предназначенной для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и неаналоговыми (весовыми) методами Монте-Карло.

Были проведены методические исследования оценки МАЭД для ТУК в приближении реальной геометрии с ТВС в потвэльном представлении и в упрощенной геометрии. Показано, что модель ТУК в упрощенной геометрии обеспечивает

консервативность оценки МАЭД по сравнению с результатами для модели реальной геометрии.

Выполнены шесть вариантов расчётов: для трех компоновок ХОЯТ (здание, огороженная площадка, открытая площадка) с двумя различными видами загрузок (6 и 18 ТУК). Время счёта каждого из вариантов составило от нескольких дней до месяца в многопоточном режиме расчёта. Для построения карты окружения ХОЯТ с изолиниями МАЭД для самого консервативного варианта загрузки ХОЯТ, был проведен расчет вариант ХОЯТ в виде открытой площадки 600×600 метров с загрузкой 18 ТУК. Расчетная оценка дает не превышение МАЭД в 1 мкЗв/ч на удалении более 250 метров от центра ХОЯТ.

Разработан код на языке Python для обработки результатов расчёта программы MCU-FR и графической визуализации в виде двумерных карт. Данный инструмент позволил наглядно отобразить распределение МАЭД вблизи ТУК, внутри ХОЯТ и за его пределами.

Выработанные подходы к решению подобных задач радиационной безопасности, полученные в рамках данной работы, могут использоваться в других проектах лаборатории, посвящённых оценке радиационной обстановки внутри и вокруг различных объектов ядерного топливного цикла.

Работы выполнены в рамках договора от 29.03.2022 № 06/ЭСМ-03/22 в рамках государственного контракта от 23.04.2021 № Н.4о.241.19.21.1094.

Адаптация модуля расчета эффективного коэффициента размножения подкритических систем для узлов с ядерным топливом энергоблоков № 3 и № 4 БАЭС

**В. В. Лосев, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев,
Е. П. Аверченкова, А. А. Зуйков, В. А. Мишин**
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ММККЕНО, ядерная безопасность, подкритические системы, Astra Linux, кросс-верификация, МОКС-топливо

Основополагающим принципом безопасной работы АЭС является ядерная безопасность. Поэтому необходимо всегда иметь инструментарий, позволяющий проводить расчеты ядерной безопасности. К 2025 году РОСАТОМ планирует полностью перейти от операционной системы Windows к Astra Linux. В связи с этим появляется потребность адаптировать расчетные коды, в частности ММККЕНО, к новой системе, сделать их кроссплатформенными.

Объектом исследования является обоснование ядерной безопасности системы хранения и транспортирования ядерного топлива энергоблока № 4 Белоярской АЭС с МОКС-топливом.

Целью данной работы является внедрение расчетного комплекса ММККЕНО для расчета эффективного коэффициента размножения для подкритических узлов с ядерным топливом энергоблоков № 3 и № 4 БАЭС (на операционной системе Astra Linux). В соответствии с НП-061-05 в качестве основного критерия, характеризующего ядерную безопасность объекта использования атомной энергии, рассматривается эффективный коэффициент размножения нейтронов, который при хранении и транспортировании ядерного топлива не должен превышать величину 0,95 при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии.

Для достижения поставленной цели необходимо было решить следующие задачи:

- доработать код ММККЕНО и осуществить его сборку для операционной системы Astra Linux;
- провести кросс-верификацию между версией на Windows и Astra Linux на моделях ядерной безопасности;
- адаптировать модели подкритических систем к МОКС-топливу и провести расчеты для обоснования ядерной безопасности.

Валидация программы «FRIGATE» для решения задач расчетного обоснования радиационной защиты

В. А. Юрин, А. Ю. Тарасов, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: АСММ, свинец-висмут, программа FRIGATE, DS_N -приближение, валидация программы, расчеты переноса излучения, расчет защитных задач с железобетонной композицией

Для расчетного обоснования перспективных АСММ с теплоносителем свинец-висмут в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» используется программа FRIGATE.

Программа FRIGATE, разработанная в ОКБ «ГИДРОПРЕСС», позволяет осуществлять расчеты в DS_N -приближении. При этом программа имеет возможность сопряжения с программами CAD/CAE типа SolidWorks, ЛОГОС, что позволяет, автоматизировано получать сеточные расчетные модели из конструкторских данных, что облегчает выполнение работы и уменьшает вероятность ошибок.

В настоящее время программа FRIGATE проходит процедуру аттестации в НТЦ ЯРБ. В докладе представлены результаты валидации программы, которые были выполнены для обоснования применимости программы FRIGATE в расчетах переноса излучения через железобетонные защитные композиции.

В докладе представлены результаты расчета защитных задач *ASPIS PCA REPLICA*, *ASPIS NG Transport* и *NALADE Light Water*. Расчет осуществлялся с библиотекой констант NP48/20 на основе оцененных ядерных данных ENDF/B-VI.8. Построение сеточной тетраэдрической модели выполнено в осесимметричной

постановке, расчеты выполнены с использованием LD-схемы третьего порядка точности с нулевой коррекцией отрицательных угловых потоков.

Полученные результаты расчета защитных задач с железобетонной композицией преимущественно лежат в пределах $\pm 30\%$ при прохождении излучения через слой воды до 50 см.

Оценка влияния локальных неоднородностей спектра в реакторе ВВЭР-С с учетом выгорания

Н. А. Закиров

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Я. А. Котов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: спектральное регулирование, скорости реакций, жесткость спектра, вытеснитель, методика расчета

Одним из перспективных способов компенсации избыточной реактивности реактора является спектральное регулирование. Способ, осуществляемый за счет изменения водо-топливного соотношения введением вытеснителя в специальные каналы. Компенсация реактивности происходит за счет смещения спектра в резонансную область, что приведет к снижению эффективности деления и воспроизводству делящихся изотопов.

Объектом исследования является ТВС реактора ВВЭР-С, в которой реализовано спектральное регулирование за счет движения вытеснителей в предусмотренных каналах (рис. 1а). В данной работе предлагается рассмотреть локальные эффекты данной кассеты, которые могут возникать на границе канала с вытеснителем и прилегающих к нему твэлов. В случае с извлеченными вытеснителями в каналах находится плотный теплоноситель-замедлитель, который обеспечивает локальное затепление спектра. Из-за этого будут возникать неравномерности энерговыделения (как радиальные, так и азимутальные), также это будет влиять на изотопный состав, скорости реакций и нуклидную динамику. Наибольшее влияние будет оказано на твэлы расположенные вблизи вытеснителя из-за существенного изменения количества замедлителя в канале.

Для оценки этих эффектов была создана модель, в которой выполнено азимутальное и радиальное разбиение для различных твэлов, соседствующих с вытеснителями, и проведены расчётные исследования (рис. 1б).

Оценка проводилась для следующих нейтронно-физических характеристик: энерговыделение, жесткость спектра, скорости реакций и влияние на эффективный коэффициент размножения. Также было проведено сравнение детального разбиения с упрощенным и показано влияние подобного расчетного приближения. При расчетах выгорания учитывалось движение вытеснителей и связанных с этим эффектов.

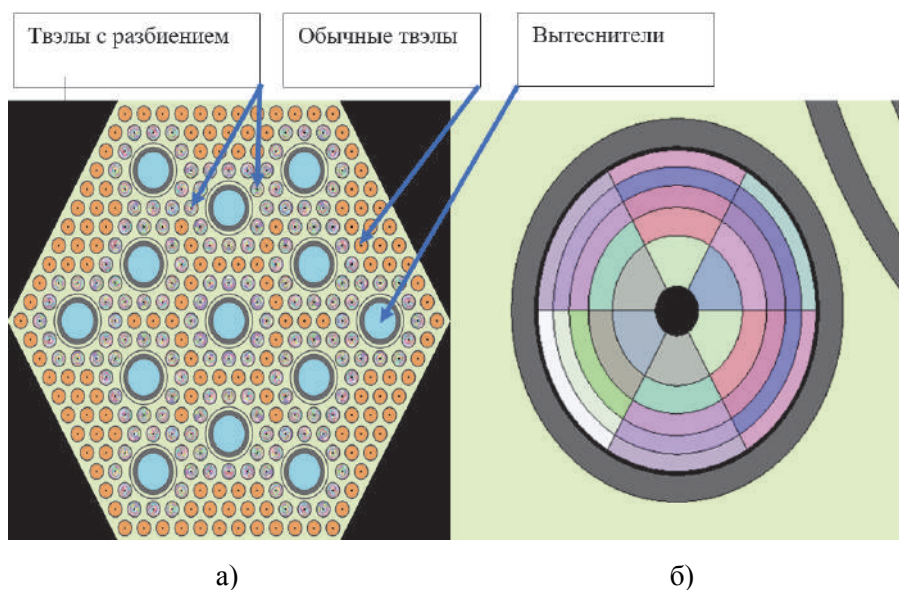


Рис. 1. ТВС ВВЭР-С (а) и твэл с выделенными зонами по радиусу и азимуту (б)

Данные явления важны с точки зрения методик расчета ВВЭР-С, а возникающие эффекты имеют большое влияние на работоспособность ТВС реакторной установки ВВЭР-С.

Определение оптимального соотношения реакторов типа ВВЭР-1200 к БН-1200 в двухкомпонентном замкнутом топливном цикле

К. А. Исанов, В. В. Коробейников

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: замкнутый топливный цикл, двухкомпонентный цикл, ВВЭР, БН, МОКС-топливо

Перспективным направлением развития атомной энергетики является переход к замкнутому топливному циклу. Актуальность перехода к замкнутому топливному циклу обуславливается следующими факторами: увеличение стоимости природного урана; уменьшение природных запасов урана; расширение топливной базы; вовлечение накопленных запасов плутония и минорных актинидов в отработавшем ядерном топливе. Одним из вариантов реализации замкнутого топливного цикла является двухкомпонентный топливный цикл на базе тепловых и быстрых реакторов.

Важной задачей является определение параметров и структуры данной системы — соотношение реакторов типа ВВЭР к реакторам типа БН. Главной проблемой реализации двухкомпонентного топливного цикла в соотношение один к одному является баланса масс. Так, в одном реакторе типа ВВЭР большой мощности, предварительно переведенного на МОКС-топливо, выгорает плутония больше, чем воспроизводится в одном реакторе типа БН большой мощности. Из этого следует, что реализации замкнутого топливного цикла по делящимся материалам, не может быть реализована в соотношении один к одному и данная система будет являться дефицитной по плутонию.

В данной работе рассматриваются системы с различным соотношением реакторов типа ВВЭР к БН, с предварительным выводом системы на стационарный уровень. Принималось, что реактор типа ВВЭР загружается МОКС-топливом только на одну треть. После вывода системы на стационар, были определены следующие параметры: баланс плутония системы; качества плутония в системе; содержание плутония в МОКС-топливе реактора типа ВВЭР; плутониевый вектор на начало и конец стационарной кампании.

На основе полученных результатов, были сформулированы требования к соотношению реакторов типа ВВЭР к БН, для реализации условий полного замыкания топливного цикла по делящимся материалам.

Исследование локальных неравномерностей в окрестностях каналов с вытеснителями реактора ВВЭР-С в ходе выгорания

С. М. Уляхин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Я. А. Котов

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: спектральное регулирование, ВВЭР-С, локальный, неравномерность, тепловыделение, выгорание, вытеснитель, канал вытеснителя

В данный момент для атомной энергетики РФ разрабатывается проект реактора со спектральным регулированием — ВВЭР-С. Благодаря спектральному регулированию можно увеличить эффективность использования топлива сохранив основную конфигурацию и преимущества реактора ВВЭР. Подобная система реализована в реакторе ВВЭР-С с помощью вытеснителей, перемещающихся в предусмотренных для них каналах.

При извлечённом вытеснителе в канале находится скопление замедлителя, что приводит к всплеску плотности потока тепловых нейтронов возле него, и сказывается на неравномерности локальных характеристик, таких как линейная нагрузка, скорость набора выгорания, и прочее. Данные функционалы являются

как важными с точки зрения показателей безопасности блока, так и интересными для исследования.

В данной работе с использованием подробной нейтронно-физической модели ТВС ВВЭР-С (рис. 1), проведены исследования возникающих неравномерностей энерговыделения с высокой степенью пространственной детализации. Из-за размера локальной неравномерности нейтронного потока, который соизмерим с диаметром твэла, наблюдается азимутальная неоднородность тепловыделения и выгорания в твэлах около вытеснителей.

При этом, всплески локальной мощности приводят к повышенному выгоранию в данных участках, что должно вносить обратную связь и частично их компенсировать. Данный эффект был оценен в расчетах выгорания, а также исследован вклад ГПД, которые в действительности не будут сосредоточены локально, а наоборот будут диффундировать в области с меньшей температурой и газосборник.

Также, по результатам нейтронно-физических исследований, были проведены теплофизические расчёты для исследования особенностей теплообмена в наиболее горячих и граничащих с вытеснителями твэлах с учётом проходных сечений, характеристик теплоносителя и азимутальной неравномерности тепловыделения.

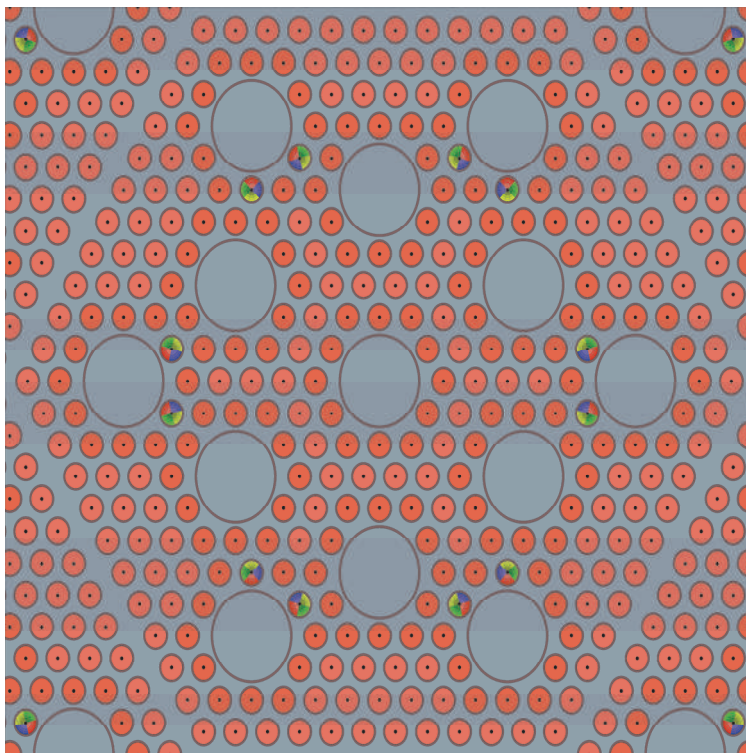


Рис. 1. Ячейка ТВС ВВЭР-С

Опыт применения локально уплотненных угловых квадратур в расчетах радиационной защиты DS_N -методом в реакторных установках с интегральной компоновкой со свинцово-висмутовым теплоносителем

А. Ю. Тарасов, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: спектральное регулирование, ВВЭР-С, локальный, неравномерность, тепловыделение, выгорание, вытеснитель, канал вытеснителя

Методам решения задачи прохождения излучений сквозь неоднородности в радиационной защите посвящено множество теоретических и практических работ, но в связи с развитием возможностей вычислительной техники данные задачи, как правило, решаются в настоящее время «лобовым» методом (в том числе синтетически). При этом проверка корректности решения зачастую производится путем простого повышения порядка S_N -приближения до достижения асимптотического результата, что требует кратного роста вычислительных затрат. При этом пользователь может быть введен в заблуждение полученными результатами в случае явления псевдосходимости результатов.

Вместе с тем, важность учета прострельного излучения увеличивается с увеличением габаритов реакторной установки, в виду увеличения кратности ослабления излучения радиационной защитой, т. е. прострельное излучение, прошедшее по газовой полости, начинает вносить значительный вклад в результат расчета за радиационной защитой.

В докладе рассматривается три расчетные модели РУ с СВТ различных габаритов (рис. 1) с интегральной компоновкой оборудования первого контура.

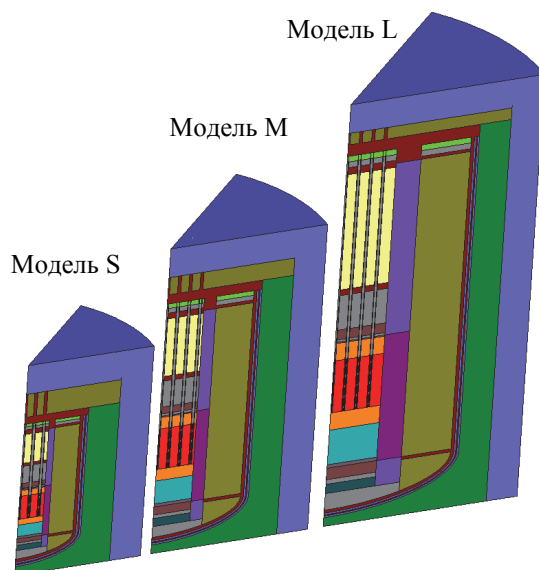


Рис. 1. Расчетные модели РУ с СВТ различных габаритов

Для такого типа РУ характерно наличие воздушного зазора между корпусом реактора и внешней радиационной защитой (рис. 2). Проведено исследование сходимости результатов расчета полей излучений как функции сгущения S_N -квадратур, а также показаны преимущества использования составных квадратур с локальным уплотнением узлов. Учет прострельного излучения по воздушному зазору между корпусом РУ и внешней радиационной защитой с определенного характерного размера РУ может приводить к методической погрешности результатов расчета в несколько раз (рис. 2).

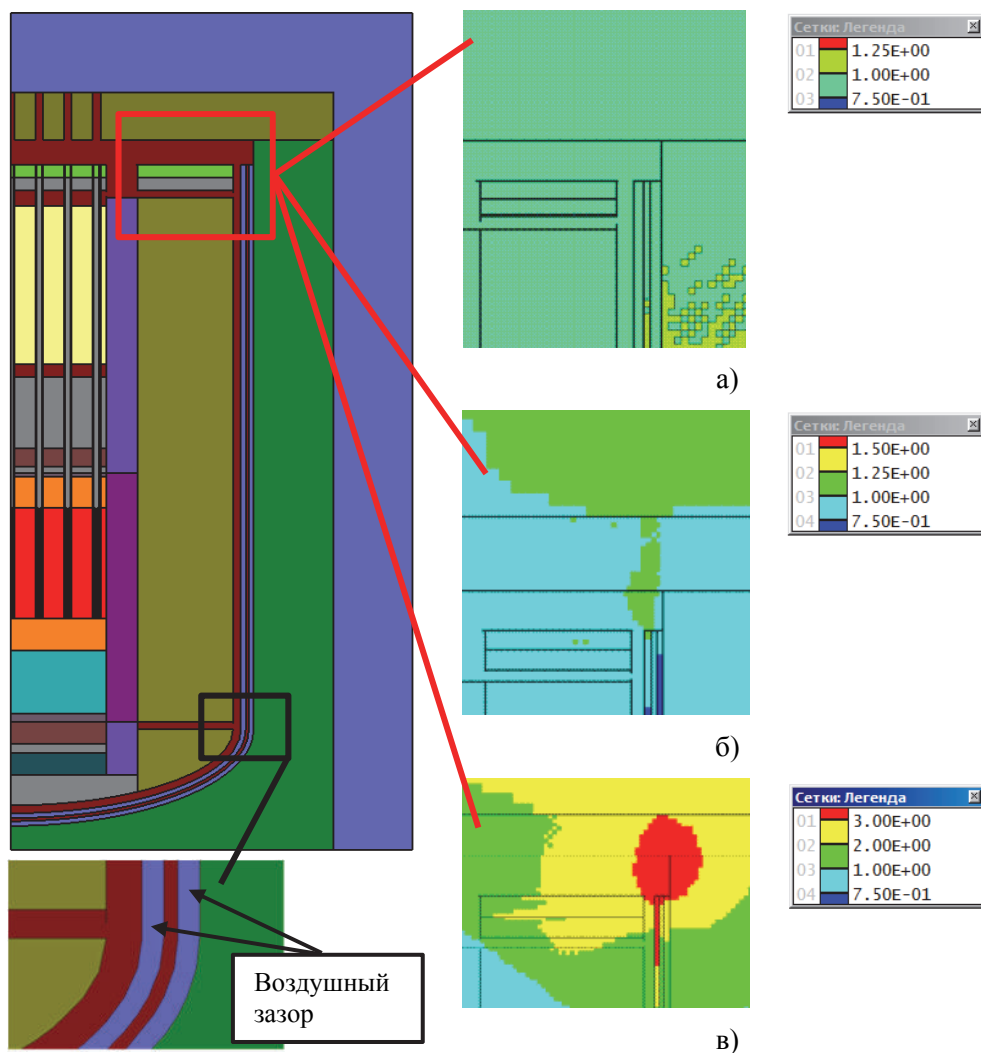


Рис. 2. Отношение результатов расчета пространственного распределения плотности потоков нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ с локальным сгущением квадратур к результатам с квадратурами ES₃₂ для различных моделей:

а) модель S, б) модель M, в) модель L

Разработка интегрального нейтронно-физического и теплогидравлического кода для анализа переходных режимов реакторной установки ШЕЛЬФ-М на базе программных средств FАСТ-М и КОРСАР

И. В. Бурков, А. В. Екимов, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта,
И. Н. Кривошеин, И. А. Ларин, Н. В. Рангаев, А. А. Семченков
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: интегральный код, КОРСАР, РУ ШЕЛЬФ-М, нейтронно-физическая модель, теплогидравлические характеристики

Разработанный интегральный код основан на нейтронно-физическом расчётном коде FАСТ-М и одномерном теплогидравлическом коде КОРСАР. Код предназначен для проведения расчётов теплогидравлических характеристик в реакторной установке (РУ) ШЕЛЬФ-М в стационарных, переходных и аварийных процессах.

Нейтронно-физическая модель учитывает различное расположение стержней компенсирующих групп, концентрацию топлива и выгорающего поглотителя. Константное обеспечение для разработанной модели осуществляется с использованием заранее подготовленной двухгрупповой библиотеки нейтронно-физических макроконстант.

Верификация библиотеки выполнена на основании результатов моделирования 46ти критических и промежуточных состояний а.з., 24 из которых со свежим ядерным топливом, а остальные с отравленным.

Максимальное отклонение значений эффективного коэффициента размножения, полученных по РК FАСТ-М с использованием библиотеки, от значений, полученных по ПС МСU-NR не превышает 0,5 %, СКО 0,3 %. СКО трехмерного распределения плотности потока нейтронов первой и второй групп — 1,3 и 2 % соответственно. СКО двумерного канального распределения энерговыделения — 2 %.

Теплогидравлическая модель первого контура РУ включает в себя многоэлементную модель активной зоны и теплообменника первого контура, два центробежных насоса. Все ТВС разделены на группы, в которых находятся сборки, относящиеся к одной группе гидравлического профилирования и одного типа.

На основании тестовых расчётов с изолированной активной зоной и расчётов переходных режимов подтверждена работоспособность связанного кода и корректность организации обмена данными между нейтронно-физической и теплогидравлической моделями. Показано, что обратные связи отрабатывают правильно.

Выполнены связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты реакторной установки на переходных режимах при нормальной эксплуатации. На всех режимах маневрирования паропроизводительностью при принудительной циркуляции обеспечиваются параметры установки не нарушающие пределы нормальной эксплуатации. Результаты проведённых расчётов согласуются с заявленными параметрами работы установки.

СОДЕРЖАНИЕ

Секция 1. Двухкомпонентная атомная энергетика, топливный цикл и перспективные ядерные установки

Физико-технические основы развития ядерной энергетической системы России	3
<i>Г. Н. Кодочигов, Н. Г. Кодочигов, Е. В. Марова, И. В. Маров, А. М. Маслов, В. В. Петрунин, С. Ф. Шепелев</i>	
Оценка перспектив создания сетевой структуры ядерной энергетической системы с реакторами малой мощности	4
<i>В. И. Усанов, Е. С. Хныкина, Е. М. Львова</i>	
Системный анализ вариантов ядерного производства водорода	5
<i>В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, Л. П. Пупко, О. С. Гурская</i>	
Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях	6
<i>А. Ю. Хомяков</i>	
Исследование эффективности гетерогенного выжигания минорных актинидов в отражателе быстрого реактора	7
<i>В. Е. Каширина, В. А. Невиница, Я. А. Котов, П. А. Фомиченко, В. В. Колесов</i>	
Выжигание малых актинидов в водо-водяных реакторах с использованием РЕМИКС-топлива	9
<i>Г. В. Карпович, И. В. Шишин, А. В. Сидоров, А. Д. Джаландинов</i>	
Основные положения концепции реакторной установки с быстрым реактором повышенной безопасности	11
<i>В. В. Семишин, О. Ю. Кавун</i>	
Некоторые особенности ADS и предложение по исследовательскому стенду на основе линейного ускорителя ИЯИ РАН	12
<i>В. В. Семишин, С. Ф. Сидоркин, Э. А. Коптелов, Л. В. Кравчук, А. В. Фещенко, А. Д. Рогов</i>	
Концепция ядерного реактора на промежуточных нейтронах с возможностью саморегулирования	13
<i>Н. А. Мокшанов</i>	

Секция 2. Анализ интегральных и реакторных экспериментов, базы данных, бенчмарк-модели

Разработка программы экспериментов на стенде БФС-1 для экспериментального исследования нейтронно-физических особенностей реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом	15
<i>Р. А. Внуков, Д. С. Кузенкова, В. С. Лапин, В. Е. Каширина, Я. А. Котов, А. Ю. Курченков, Н. В. Мильто, В. А. Невиница, В. В. Колесов, В. Ю. Бландинский, Е. А. Бобров, П. А. Фомиченко, А. М. Осипов, С. В. Цыганов, Г. М. Михайлов, Р. А. Шагинян, А. М. Жуков, Л. В. Коробейникова, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, <u>В. Ю. Стогов</u>, С. М. Бедняков, В. В. Изотов, В. В. Прищепа, А. Ф. Радостин, Е. В. Пидопригора</i>	
Комплекс программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС	17
<i>А. А. Зуйков, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев, А. А. Перегудов, С. М. Бедняков, Г. М. Михайлов, В. В. Изотов</i>	

Моделирование реакторных экспериментов на энергоблоках ВВЭР с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER	18
<i>В. В. Егоров, А. В. Байков, А. В. Коцарев, М. П. Лизоркин, Б. Е. Шумский</i>	
Верификация программы JAR-HTGR на расчетах экспериментального бенчмарка исследовательского реактора HTTR	19
<i>В. Ф. Бояринов, А. В. Гроль, Я. А. Котов, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко</i>	
Анализ пространственных эффектов в сборке БФС-88 при измерениях эффективности РО СУЗ реактиметром	20
<i>А. П. Жирнов, С. А. Ламанов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, В. А. Юферева</i>	
Экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик модели активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 на стенде БФС-2	21
<i>С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, В. А. Дулин, В. В. Изотов, Г. М. Михайлов, В. В. Прищепа</i>	
Интегральные эксперименты с размножающими системами из металлического плутония в альфа- и дельта-фазе	22
<i>В. А. Адарченко, С. А. Андреев, С. С. Бесов, А. А. Вайвод, Л. С. Ершова, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов</i>	
Верификация расчетных подходов к планированию экспериментов по моделированию нейтронно-физических характеристик реактора ВВЭР-С на стенде БФС-1	23
<i>Д. С. Кузенкова, В. С. Латин, Р. А. Внуков, В. Е. Каширина, Я. А. Котов, В. А. Невиница, В. В. Колесов, В. Ю. Бландинский, П. А. Фомиченко, Е. А. Бобров, А. М. Осипов, Г. М. Михайлов, Р. А. Шагинян, А. М. Жуков, Л. В. Коробейникова, А. В. Гулевич, Г. Н. Мантуров, В. А. Елисеев, В. Ю. Стогов, С. М. Бедняков, В. В. Изотов, В. В. Прищепа</i>	
Расчет бенчмарк-экспериментов БФС-49, БФС-61 и БФС-73 по программе FRIGATE без пространственной гомогенизации	25
<i>А. Н. Скобелев, А. А. Николаев</i>	
Определение умножения нейтронов в приемной емкости цеха радиоактивных отходов	26
<i>В. А. Дулин</i>	
Эвристический алгоритм профилирования неоднородности энерговыделения в активной зоне реактора ИРТ-Т	27
<i>Д. В. Пасько, Н. В. Смольников, М. Н. Аникин, И. И. Лебедев, А. Г. Наймушин, И. А. Ушаков</i>	
Определение отклонения расчетного коэффициента размножения в реперных расчетах реактора ПИК с использованием библиотеки ENDF/B-7.1	29
<i>М. С. Онегин</i>	
Методические особенности расчета кадмиевого отношения методом Монте-Карло	31
<i>А. С. Латин, В. Ю. Бландинский, В. В. Колесов, Д. С. Кузенкова, В. А. Невиница, Е. В. Родионова, П. А. Фомиченко, С. В. Цибульский</i>	
Моделирование ксенонового переходного процесса, вызванного снижением мощности реактора от 75 % $N_{\text{ном}}$ до МКУ, при помощи программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER	32
<i>А. О. Вертикова, В. В. Егоров, А. В. Коцарев, А. В. Байков</i>	

Автоматизированное формирование расчетных моделей размножающих систем, исследуемых на стенде ФКБНЗ	33
<i>Е. И. Валежанина, Э. А. Гуменных, С. А. Демьянов, А. А. Кайгородов, С. А. Картанов, К. Г. Плужан, И. А. Сафиулина, Д. С. Уткин</i>	
Воспроизведение условий облучения твэлов с МОКС-топливом и аксиальной прослойкой для обоснования работоспособности твэлов реактора БН-1200М	34
<i>Е. С. Кирилова, А. А. Радионычева, М. Р. Фаракишин, В. Н. Игнатьев</i>	
Секция 3. Ядерная и радиационная безопасность объектов атомной отрасли	
Оценка и прогнозирование мощности дозы от ТВС после испытаний активной зоны на критических стендах	36
<i>А. Г. Васяткин, А. В. Белин, М. А. Соснин, А. А. Молодцов</i>	
Программный комплекс RASTAS для расчета интенсивности и спектра источников ионизирующих излучений	38
<i>Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков</i>	
Обоснование ядерной безопасности при обращении с некондиционным топливом на Курской АЭС	40
<i>С. С. Лебедев, И. М. Рождественский</i>	
Сравнительный анализ коэффициентов реактивности для гадолиниевого и эрбиевого выгорающего поглотителя при использовании на удлинённых кампаниях в реакторах типа ВВЭР	43
<i>А. С. Недобежкин, В. И. Савандер, А. Р. Музафаров</i>	
О влиянии содержания ^{60}Co в конструкционных элементах ТВС на безопасность транспортирования ОТВС РУ ВВЭР-1000/1200	44
<i>А. В. Курындин, А. М. Киркин, А. З. Каримов, Г. Д. Нуруллина, В. И. Рыбалка</i>	
Метод подтверждения соблюдения нормативов выбросов радиоактивных веществ с использованием результатов радиационного контроля атмосферного воздуха	45
<i>А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, М. Ю. Орлов, Н. Б. Тимофеев, Н. А. Шкляев</i>	
Расчетное моделирование устройства для утилизации натрия быстрых реакторов	46
<i>К. В. Тыклева, В. Н. Грабежной, С. В. Забродская, К. Г. Легких, В. Б. Смыков, С. М. Уляхин</i>	
Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX	47
<i>А. А. Белов, В. П. Березнев, Н. П. Вабищевич, И. А. Игнатьев, А. Б. Исаков, Д. А. Колташев, В. С. Потапов, О. И. Чертовских, Р. Е. Шурыгин</i>	
Программа по расчету прохождения гамма-квантов через вещество в рамках пакета программ САПФИР	49
<i>А. А. Гусев, Д. Т. Иванов</i>	
Секция 4. Нейтронная кинетика и нестационарные процессы	
Пространственная нейтронная кинетика. Подводя итоги	51
<i>М. Н. Зизин</i>	
Анализ нейтронно-физических параметров высокопоточного импульсного реактора НЕПТУН	53
<i>Д. Г. Черешков</i>	

Алгоритм расчета коэффициентов неравномерности энерговыделения реактора ВВЭР в условиях режимов маневрирования мощностью.....	55
<i>Г. А. Рябов, М. А. Увакин, М. В. Антипов, А. Л. Николаев, И. В. Махин</i>	
Моделирование нейтронной кинетики в трехмерных тестах бенчмарка C5G7-TD по программе КИР.....	56
<i>В. И. Белоусов, В. Ф. Бояринов, В. Д. Давиденко, И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан</i>	
Анализ подкритичности при запроектной аварии с длительным прекращением отвода тепла на разуплотненном реакторе для РУ с ВВЭР-1200	57
<i>А. В. Тихомиров, О. В. Степанов, М. М. Бедретдинов, А. Д. Джаландинов</i>	
Секция 5. Численные методы, алгоритмы и программы нейтронно-физических расчетов	
Программный комплекс КИР и его возможности	58
<i>В. И. Белоусов, Е. А. Гомин, М. И. Гуревич, В. Д. Давиденко, К. О. Дудкин, И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан, М. Р. Малков, А. Н. Писарев, К. Г. Чернов</i>	
Расчетное моделирование физического пуска быстрого реактора со свинцовым теплоносителем.....	59
<i>А. П. Жирнов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, С. А. Ламанов, В. В. Войтехова, В. К. Давыдов, В. И. Хахулин</i>	
Разработка метода решения многогруппового уравнения диффузии для расчета реакторов на быстрых нейтронах	60
<i>В. В. Семишин, Д. И. Алексеев, О. Ю. Кавун</i>	
Снижение эффекта потери частиц в задачах переноса ионизирующего излучения в воздухе от поверхностного углового источника в DS _N -методе дискретных ординат	61
<i>А. А. Николаев, А. Ю. Тарасов</i>	
Моделирование выгорания топливных элементов ВТГР в комплексе SCALE и сравнение с результатами бенчмарка	62
<i>А. В. Саляев, С. Г. Усынина</i>	
Исследование влияния изотопного состава топлива на нейтронно-физические характеристики РУ БР-1200	64
<i>А. П. Жирнов, В. К. Давыдов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, В. И. Хахулин</i>	
Ускорение расчёта методом Монте-Карло спектральных характеристик излучения в экспериментальных каналах исследовательского реактора.....	65
<i>Н. А. Мокшанов</i>	
Развитие алгоритмов формирования защитных сигналов по линейной нагрузке для реактора ВВЭР в задачах обоснования маневренных режимов.....	66
<i>А. Л. Николаев, М. А. Увакин, М. В. Антипов, И. В. Махин, Е. В. Сотсков</i>	
Результаты апробации программы MNT-CUDA на тепловых и быстрых системах с библиотекой БНАБ-РФ	67
<i>В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов, С. А. Бычков, О. Н. Андрианова</i>	

Определение реактивности размножающей системы матрично-экспоненциальным методом с учетом пространственно-энергетических эффектов с вероятностной оценкой вклада в погрешность реактивности неточности данных о запаздывающих нейтронах.....	68
<i>С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, Г. М. Михайлов, Н. Ю. Язвинский, М. В. Яровой</i>	
Расчет калибровочных коэффициентов метода множественности нейтронов измерения эффективной массы плутония-240	69
<i>Д. А. Владимиров, В. Ю. Рогожкин, Т. Б. Алеева, Г. Н. Власкин</i>	
Объединенный комплекс автоматизированных расчетов сопровождения эксплуатации РУ МБИР	71
<i>Я. В. Дьяченко, В. А. Мишин, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев, Ю. В. Набойщиков, И. Ю. Жемков, А. В. Боев, К. В. Попыванов</i>	
Использование методов искусственного интеллекта в многовариантных задачах моделирования динамических процессов на реакторе ВВЭР.....	72
<i>М. А. Увакин, А. Л. Николаев, М. В. Антипов, И. В. Махин, Е. В. Сотсков</i>	
Секция 6. Константы для нейтронно-физических расчетов	
Алгоритм восстановления температурной зависимости дважды дифференциальных сечений для энергетической области термализации в расчётах методом Монте-Карло	74
<i>В. И. Белоусов, М. В. Иоаннисиан, М. Р. Малков</i>	
Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН на основе РОСФОНД-2020.2.....	75
<i>Д. В. Панова, А. А. Перегудов, С. В. Забродская, Г. Н. Мантуров, Е. П. Аверченкова, М. Ю. Семенов, Я. В. Дьяченко, В. А. Мишин, И. В. Тормышев, Е. П. Ляпин</i>	
Верификация константного обеспечения выхода фотонного излучения радиоактивных нуклидов в программе RASTAS.....	76
<i>Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков</i>	
Результаты анализа чувствительности и неопределённости БНР в отношении ядерных данных	76
<i>А. А. Рыжков, Г. В. Тихомиров, М. Ю. Терновых</i>	
Использование данных БФС для уточнения расчета реакторов.....	77
<i>В. А. Грабежной, В. А. Дулин, Е. Н. Кузин, В. В. Прищепа</i>	
Разработка численного метода параметризации макроконстант для программы КОРСАР/ГП на основе полиномов.....	78
<i>Н. А. Дарьин, М. А. Увакин, М. В. Антипов, А. Л. Николаев, И. В. Махин</i>	
Решение задач нуклидной кинетики в программе MNT-CUDA.....	79
<i>О. Н. Андрианова, С. А. Бычков, В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов.....</i>	
<i>79</i>	
Учет гетерогенных эффектов при подготовке многогрупповых констант для расчетов реакторов методом Монте-Карло по программе MNT-CUDA.....	81
<i>О. Н. Андрианова, С. А. Бычков, В. А. Варфоломеева, Н. А. Грушин, И. Е. Иванов</i>	

Дополнительное свойство решения нестационарного уравнения переноса	83
<i>А. И. Попыкин</i>	
О погрешности программ нейтронно-физического расчета, определяемых при их валидации/верификации	85
<i>М. С. Онегин, А. И. Попыкин, Н. А. Старова</i>	
Одновременное определение эффективности аварийной защиты реактора типа ВВЭР-1000 и эффективности аварийной защиты без одного органа системы управления и защиты	87
<i>В. И. Куликов, А. И. Попыкин, Н. А. Старова</i>	
Секция 7. Молодежная научно-историческая секция	
Оценка эффекта реактивности, вызванного циркуляцией топлива, в жидкосолевым реакторе MSRE методом Монте-Карло	90
<i>Д. М. Архангельский, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин, Д. А. Шкаровский</i>	
Программный комплекс ГЕФЕСТ-М	91
<i>А. М. Болдырев, Е. П. Ляпин, С. Г. Столяров, Я. С. Гайтанов</i>	
Расчетное обоснование использования устройства пассивной обратной связи в реакторе БР-1200	93
<i>С. А. Вологина, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта, А. В. Проухин, А. В. Стремин, М. И. Палатова</i>	
Анализ концепции радиоизотопного генератора тепла на основе америция и кюрия	94
<i>А. А. Кравец, С. В. Кравец</i>	
Использование реалистичного подхода в рамках анализа ядерной безопасности в реакторах типа ВВЭР при запроектных авариях	96
<i>А. С. Глазков</i>	
Оценка влияния неравномерности выгорания топлива по группам ТВС на распределение потоков нейтронов и эксплуатационные параметры активной зоны реактора БН-800	97
<i>В. Н. Игнатьев, А. Е. Кузнецов, С. Б. Белов, М. Р. Фаракишин, Е. С. Кирилова, Н. С. Пугачев</i>	
Учет вклада запаздывающих фотонов в программах семейства MCU	99
<i>А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин, М. Ю. Никулин, Д. А. Шкаровский, Д. А. Колташев</i>	
Кросс-верификация процессинговых кодов NJOY и GRUCON	101
<i>Е. П. Аверченкова, Д. В. Панова, А. А. Перегудов, Г. Н. Мантуров, В. А. Мишин</i>	
Валидационные расчеты задач переноса нейтрального излучения с использованием кода ODETTE-F	101
<i>В. П. Березнев, И. А. Игнатьев</i>	
Разработка нейтронно-физических тестов для анализа результатов облучения мавзлов в реакторе БОР-60	103
<i>Ю. В. Левченко, М. Н. Слюняев, А. А. Перегудов, В. А. Мишин, В. В. Лосев, И. Ю. Жемков, О. В. Ишунина, А. И. Меркулов, Ю. В. Набойщиков</i>	
Моделирование стохастических шаровых засыпок реакторов типа ВТГР	104
<i>Н. О. Кушнир, А. В. Гроль, В. А. Невиница</i>	

Двухпараметрическая система измерений в ядерно-физических экспериментах ..	105
<i>К. С. Миргородских, В. В. Намаконов</i>	
Исследование возможности применения детектора прямого заряда с эмиттером из металлического гафния в реакторах ВВЭР	107
<i>А. С. Бикеев, М. А. Калугин, А. Н. Кузнецов, А. Ю. Курченков, Д. Н. Прохоров, Д. А. Шкаровский</i>	
Сопоставление рассчитанной и измеренной реактивности в экспериментах со сбросом и извлечением регулирующих органов на критстенде с активной зоной малогобаритного газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах	108
<i>В. Г. Артемов, Н. С. Нерсесян</i>	
Моделирование нейтронной кинетики в активной зоне реактора SPERT III в программе КИР	109
<i>В. И. Белоусов, И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан, А. Н. Писарев</i>	
Моделирование отключения ГЦНА реакторной установки ВВЭР-1000 на полной мощности на основе эксплуатационных данных с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER	111
<i>И. В. Прикоп, П. В. Гордиенко, А. В. Коцарев, А. С. Сумарокова</i>	
Расчеты накопления актинидов в топливе перспективного теплового реактора типа ВВЭР-С библиотекой РОСФОНД-2020.2	112
<i>Г. О. Егоров, Ю. В. Левченко, Г. Н. Мантуров, Ю. В. Матвеев</i>	
Оценка методической составляющей погрешности расчета нейтронно-физических характеристик активных зон БН-600 и БН-800	113
<i>Э. М. Зарапина, В. А. Мишин, П. В. Пастухова, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов</i>	
Расчетное моделирование облучательных экспериментов МОКС- и СНУП-топлива по программному комплексу MCU-NR	114
<i>А. М. Ромадинов, И. А. Федоров, В. А. Юферева</i>	
Оценка параметров модели активной зоны ВВЭР на основе обработки экспериментов по возбуждению свободных ксеноновых колебаний	115
<i>М. И. Сальников, А. А. Пинегин</i>	
Метод подобия в задаче многократного рецикла плутония в двухкомпонентной ядерной энергетической системе	117
<i>В. И. Усанов, Е. С. Хныкина, К. А. Исанов</i>	
Оценка технического состояния и остаточного ресурса графитовой кладки Билибинской АЭС	118
<i>В. А. Павлюкова, И. В. Московченко, В. В. Сергеев</i>	
Программа повышенной точности для расчета изменения изотопного состава ядерного топлива в процессе выгорания	119
<i>И. А. Титаренко, А. С. Листов</i>	
Исследование нейтронно-физических характеристик реактора БР-1200 с изотопно-модифицированным СНУП-топливом	120
<i>А. В. Баловнев, А. П. Жирнов, А. В. Моисеев, Е. О. Солдатов, И. А. Фёдоров</i>	
Исследование возникновения положительного эффекта реактивности при потере циркуляции в ЖСР	121
<i>К. А. Исанов, Г. И. Тошинский</i>	

Оценка неопределенности расчета кампании быстрого реактора со свинцовым теплоносителем.....	122
<i>О. И. Чертовских, А. А. Белов, В. С. Потапов, О. Н. Андрианова</i>	
Расчет радиационных характеристик с использованием программного комплекса MCU-BR применительно к реактору БРЕСТ-ОД-300.....	123
<i>А. М. Шульга, В. А. Юферева</i>	
Расчётные оценки радиационной обстановки внутри и вокруг хранилища отработавшего ядерного топлива.....	124
<i>А. А. Белов, В. П. Березнев, Г. С. Блохина, Д. А. Колташев, Р. Е. Шурыгин</i>	
Адаптация модуля расчета эффективного коэффициента размножения подкритических систем для узлов с ядерным топливом энергоблоков № 3 и № 4 БАЭС.....	125
<i>В. В. Лосев, А. А. Перегудов, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев, Е. П. Аверченкова, А. А. Зуйков, В. А. Мишин</i>	
Валидация программы «FRIGATE» для решения задач расчетного обоснования радиационной защиты.....	126
<i>В. А. Юрин, А. Ю. Тарасов, А. А. Николаев</i>	
Оценка влияния локальных неоднородностей спектра в реакторе ВВЭР-С с учетом выгорания.....	127
<i>Н. А. Закиров, Я. А. Котов</i>	
Определение оптимального соотношения реакторов типа ВВЭР-1200 к БН-1200 в двухкомпонентном замкнутом топливном цикле.....	128
<i>К. А. Исанов, В. В. Коробейников</i>	
Исследование локальных неравномерностей в окрестностях каналов с вытеснителями реактора ВВЭР-С в ходе выгорания.....	129
<i>С. М. Уляхин, Я. А. Котов</i>	
Опыт применения локально уплотненных угловых квадратур в расчетах радиационной защиты DS _N -методом в реакторных установках с интегральной компоновкой со свинцово-висмутовым теплоносителем.....	131
<i>А. Ю. Тарасов, А. А. Николаев</i>	
Разработка интегрального нейтронно-физического и теплогидравлического кода для анализа переходных режимов реакторной установки ШЕЛЬФ-М на базе программных средств FАСТ-М и КОРСАР.....	133
<i>И. В. Бурков, А. В. Екимов, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта, И. Н. Кривошеин, И. А. Ларин, Н. В. Рангаев, А. А. Семченков</i>	

Верстка Ю. Б. Комиссаровой

Подписано к печати 20.05.2024

Усл. п. л. 8,2. Уч.-изд. л. 8,0. Тираж 235 экз. Заказ № 120

Отпечатано в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ».

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.
ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского