Научно-техническая конференция

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

29 ноября — 1 декабря 2017 года

Тезисы докладов

Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: Сборник тезисов докладов научно-технической конференции / 29 ноября — 1 декабря 2017 г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. — Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2017. — 84 с.

В сборнике представлены тезисы докладов научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики», которая проводилась с 29 ноября по 1 декабря в Обнинске на базе ГНЦ РФ-ФЭИ. Тематика докладов отражает решение наиболее актуальных научных и технических задач нейтронно-физических расчетов и реакторных экспериментов в области физики ЯЭУ.

Поступившие материалы публикуются в авторской редакции

РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И МОДЕЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Возможные сценарии замыкания ЯТЦ БН-1200 при работе в системе двухкомпонентной ЯЭ

Н. Д. Дырда, У. Ф. Шереметьева, М. Н. Белоногов

ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск

Современная ядерная энергетика базируется на существующем парке реакторов на тепловых нейтронах. Суммарная мощность работающих энергоблоков в России составляет 26,6 ГВт [1]. Доля АЭС в общей энерговыработке за 2015 год составила 18,6% [1]. Основу работающих реакторов на тепловых нейтронах составляют реакторы ВВЭР. Они используют топливо из оксида урана с обогащением по U-235 4,5%. Также в структуре атомной энергетики России работает 11 энергоблоков с реакторами на тепловых нейтронах РБМК-1000, использующих в качестве топлива оксид урана с обогащением по изотопу U-235 2,5% [2]. На площадке Белоярской АЭС также работают два РБН БН-600 и БН-800.

При существующей структуре ядерной энергетики происходит накопление ОЯТ РБМК и ВВЭР. По оценкам, выполненным с помощью ПК АТЭК [3], к концу 2017 году будет накоплено 5787 т ОЯТ ВВЭР-1000 и 17800 т ОЯТ РБМК-1000.

Плутоний, наработанный в ОЯТ ВВЭР, предполагается в дальнейшем использовать для изготовления МОХ-топлива для стартовых загрузок реакторов на быстрых нейтронах БН-1200 и БР-1200. Это становится возможным, ввиду близости изотопного состава плутония из ОЯТ ВВЭР к равновесному составу плутония БН-1200. Плутоний, нарабатываемый в ОЯТ РБМК, существенно отличается по своему изотопному составу от плутония из ОЯТ ВВЭР. При этом становится целесообразным рассмотреть работу системы, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. В зависимости от стартового состава топлива, компоновки активных зон, кампании топлива параметры такой ЯЭ системы будут существенно отличаться. Ключевым параметром, характеризующим эффективность топливоиспользования в системе, является допустимое соотношение работающих тепловых и быстрых реакторов.

Реактор БН-1200, работая в двухкомпонентной системе, выполняет функции наработчика делящихся материалов для дальнейшей подпитки ими тепловых РУ. Кроме этого, быстрый реактор позволяет сжигать в своей активной зоне минорные актиниды из топливного цикла ТР. Также существуют варианты загрузок БР топли-

вом с делящимися материалами, выделенными из ОЯТ ТР. В докладе рассмотрены эти особенности работы реактора БН-1200, являющегося частью двухкомпонентной ядерно-энергетической системы.

Литература

- 1. URL: http://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/russian_nuclear/
- 2. URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/%D0%92%D0%92%D0%AD%D0%A0-1000
- 3. Комплекс АТЭК для моделирования технологий ядерного энергетического комплекса / И. Р. Макеева, В. А. Симоненко, В. П. Соколов // Радиохимические технологии: тезисы 7-й Российской конференции по радиохимии «Радиохимия 2012». М., 2012. С. 160.

Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН

П. Н. Алексеев, А. Л. Баланин, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Е. В. Марова, А. М. Маслов, А. И. Староверов, С. Ф. Шепелев, А. В. Широков *АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, Д. А. Клинов, В. В. Коробейников АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

Стратегия Госкорпорации «Росатом» по повышению конкурентоспособности ядерной энергетики (ЯЭ) и решению проблем обращения с ОЯТ и РАО наиболее эффективно может быть реализована в двухкомпонентной ядерной энергетической системе (ЯЭС), объединяющей в замкнутом ядерном топливном цикле базисную ядерную технологию ВВЭР и выходящую на коммерческий уровень технологию БН.

В работе рассмотрены предпосылки для коммерциализации реакторной технологии БН и соответствующих технологий топливного цикла. Для обеспечения конкурентоспособности энергоблока БН-1200 по отношению к перспективным энергоблокам с реакторами на тепловых нейтронах в 2016—2017 гг. проработаны новые эффективные технические решения. Применение наряду с референтными техническими решениями, реализованными в БН-600 и БН-800, комплекса новых технических решений обеспечило существенное улучшение основных технико-экономических характеристик энергоблока БН-1200 и значительное повышение уровня безопасности [1—16].

В работе представлены методические подходы и результаты многокритериального анализа конкурентоспособности энергоблока БН-1200 в сравнении с ядерными и неядерными энерготехнологиями. С учётом необходимости оценки перспективы развития энерготехнологий, решающих задачи не только эффективного и безопасного производства электроэнергии и тепла, но и обеспечения экономической стабиль-

ности энергетического бизнеса, разработанный перечень критериев конкурентных преимуществ объединил экономические показатели и показатели, характеризующие безопасность, влияние на экологию, риски реализации, перспективы развития, состояние инфраструктуры.

Показано, что конкурентоспособность БН-1200 может быть повышена при выполнении следующих условий:

- завершены определяющие НИОКР;
- построены необходимые заводы по обращению с топливом и хранилища;
- проведены работы по повышению коэффициента технического использования;
- на БН-800 получен опыт эксплуатации активной зоны с полной загрузкой МОКС топливом;
- в проекте АЭС с БН-1200 будут предусмотрены решения для повышения экспортного потенциала технологии.

Определены физико-технические основы возможных улучшений конкурентоспособности технологии БН по отдельным направлениям многокритериального анализа. В частности, определены возможности снижения составляющих себестоимости производимой электроэнергии:

- по топливной составляющей: увеличение кампании активной зоны, снижение расхода сборок, формирование предложений по наработке изотопной продукции, выжиганию минорных актинидов;
- по эксплуатационной составляющей: увеличение длительности микрокампании и КИУМ,
- по капитальной составляющей: оптимизация архитектурно-строительных решений.

Оценка влияния сценарно-динамических условий энергетического рынка показывает, что при различных сценариях развития энергетики (как с учетом неядерных энергоисточников, так и без них) технология БН может стать системообразующей технологией замкнутого топливного цикла двухкомпонентной ядерной энергетики с обеспечением сокращения объемов ОЯТ и РАО не только в сценариях растущей ядерной энергетики, но и в сценариях стационарного и снижающегося уровней.

Литература

- 1. Реакторы БН в России: инновации и компетенции / С. Ф. Шепелев // Круглый стол по теме «Быстрые реакторы как основа будущего и решения проблемы ОЯТ» на Генеральной конференции МАГАТЭ. Австрия, 2016.
- 2. Развитие проекта энергоблока нового поколения с реактором БН-1200 / Б. А. Васильев, А. В. Васяев, Д. Л. Зверев и др. // Международная конференция FR-17. Екатеринбург, 2017. ID 402.
- 3. Инновационный проект энергоблока БН-1200 как основа эволюционного развития направления БН / Б. А. Васильев, А. В. Васяев, Д. Л. Зверев и др. // Конференция МНТК-НИКИЭТ-2016. Россия, 2016.
- 4. Разработка проекта энергоблока с РУ БН-1200 / Б. А. Васильев, С. Ф. Шепелев, М. Р. Аширметов и др. // Конференция FR-13. Франция, 2013.
- 5. Проект БН-1200 как основа перехода к двухкомпонентной атомной энергетике / Д. Л. Зверев, М. Р. Аширметов, В. М. Поплавский и др. // Конференция «МНТК-2016». Москва. 2016.

- 6. Освоение МОКС-топлива в БН-800 / Б. А. Васильев // Росэнергоатом. 2014. № 11. С. 18—23.
- 7. Создание производства МОКС-топлива на ФГУП ФЯО «ГХК» / П. М. Гаврилов, И. А. Меркулов, И. А. Кравченко и др. // Сб. тезисов докладов научно-технич. конф. HTK-2014 «Ядерное топливо нового поколения для АЭС». Москва, 2014. С. 59.
- 8. Результаты оценки соответствия проекта БН-1200 требованиям GENERATION IV и INPRO / Е. В. Марова, С. Ф. Шепелев, Ю. М. Ашурко и др. // Международная конференция FR-17. Екатеринбург, 2017. ID 399.
- 9. Особенности конструкции активной зоны реактора БН-1200 при использовании нитридного и МОКС топлива / Б. А. Васильев, С. Б. Белов, М. Р. Фаракшин и др. // Международная конференция FR-17. Екатеригбург, 2017. ID 408.
- 10. Технический проект РУ БН-1200 / С. Ф. Шепелев // Конференция проекта «Прорыв». Россия, 2015.
- 11. Проект БН-1200 / С. Ф. Шепелев // Конференция проекта «Прорыв». Россия, 2014.
- 12. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором / В. И. Рачков и др. // Атомная энергия. 2010. Т. 108. Вып. 4. С. 201—206.
- 13. Основные проектные решения для энергоблока с реактором БН-1200 / М. Р. Аширметов, Г. А. Ершов // PRoAtom, 2013.
- 14. БН-1200. Результаты разработки / Д. Л. Зверев, М. Р. Аширметов, В. М. Поплавский и др. // Росэнергоатом. 2015. № 10. С. 19—23.
- 15. Реализация принципа естественной безопасности в проекте РУ БН-1200 / Б. А. Васильев и др. // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 2012. № 1. С. 62—65.
- 16. Расчетная платформа для обоснования проекта РУ БН-1200 / Е. В. Марова, С. Л. Осипов, С. Ф. Шепелев и др. // IV Международная научно-техническая конференция: Сборник докладов. М.: НИКИЭТ, 2016. Т. 2. С. 47—53.

Быстрые реакторы, топливные циклы и проблема ядерного нераспространения

Е. Н. Аврорин, В. А. Симоненко

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИ технической физики им. академика Е. И. Забабахина», Снежинск Челябинской обл. e-mail: eavrorin@gmail.com

А. В. Гулевич, А. Н. Чебесков

AO «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск e-mail: chebes@ippe.ru

В связи с масштабным развитием в России новых ядерно-энергетических технологий, основанных на замыкании ядерного топливного цикла с использованием быстрых реакторов, обсуждаются возможности экспорта этих технологий за рубеж и связанная с этим проблема поддержания на должном уровне глобального режима нераспространения ядерного оружия за счет применения всеобъемлющих техниче-

ских и институциональных мер при разработке и реализации соответствующих проектов быстрых реакторов и их топливных циклов.

С другой стороны, меры по выявлению и противодействию возможных акций ядерного терроризма с использованием как похищенных на ядерных установках соответствующих материалов, так и нелегально приобретенных, требуют создания надежной физической защиты ядерных материалов. Для быстрых реакторов, использующих ядерные материалы с более высоким содержанием делящихся изотопов по сравнению с тепловыми реакторами, проблема обеспечения надежной физической защиты встает особенно остро. Эта проблема в полной мере имеет отношение и к России, учитывая стратегию развития национальной ядерной энергетики.

За 60 лет своего существования мировая ядерная энергетика прошла большой путь в своем развитии и получила широкое географическое распространение. И все же основные ядерные технологии: обогащение урана и переработка облученного топлива, хотя и претерпели за это время определенные изменения в сторону их усовершенствования, остаются наследием военной деятельности, т. е. остаются «чувствительными» и поэтому требуют пристального внимания со стороны режима нераспространения ядерного оружия. Кроме того, ситуация существенно усложняется, если в сферу экспорта помимо реакторных технологий вовлекаются технологии радиохимической переработки и рефабрикации ядерного топлива, как в случае быстрых реакторов с замыканием ядерного топливного цикла.

В докладе обсуждаются вопросы защищенности быстрых реакторов и соответствующих ядерных топливных циклов от распространения ядерного оружия за счет переключения знаний, технологий и материалов мирной ядерной энергетики. Обсуждаются также особенности замкнутого ядерного топливного цикла быстрых реакторов по поддержанию глобального режима нераспространения по сравнению с ЯТЦ тепловых реакторов.

Рассматриваются возможные варианты запуска быстрых реакторов, в том числе запуск на урановом обогащенном топливе с постепенным переходом на использование собственного плутония. Анализируются особенности пристанционной и централизованной организации ЯТЦ быстрых реакторов.

Обсуждаются меры по снижению глобального риска распространения, включая инициативы России, США и других стран, в том числе предложения по лизингу ядерного топлива, рассматриваются и другие аспекты ядерного нераспространения.

Сэкция 2. ФИЗИКО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Анализ пространственного возмущения нейтронного поля активной зоны реактора БН при нормальной эксплуатации

Б. А. Васильев, М. Р. Фаракшин, С. Б. Белов, А. В. Киселёв АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

При разработке реакторов на быстрых нейтронах (БН) большой мощности необходимость ограничения величины натриевого пустотного эффекта реактивности обуславливает использование уплощённой компоновки активной зоны. Так, в реакторе БН-1200 отношение высоты топливной части к её диаметру (Н/D) составляет ~0,25. Особенности такой конфигурации активной зоны с учётом её большого диаметра (~ 4,2 м) приводят к необходимости дополнительного анализа пространственной стабильности нейтронного поля, возмущения которого могут возникать при перемещении стержней системы управления и защиты (СУЗ).

В настоящей работе представлены результаты расчётных исследований пространственных возмущений нейтронного поля и эксплуатационных характеристик сборок активной зоны БН-1200 (энерговыделение, радиационные повреждения) при проектном перемещении компенсирующих и регулирующих стержней.

Рассмотрен возможный алгоритм перемещения стержней СУЗ для компенсации изменения запаса реактивности в процессе выгорания топлива. Оценены максимальные пространственные возмущения нейтронного поля и энерговыделения, возникающие при реализации данного алгоритма.

Разработка нейтронно-физических тестов для анализа первой серии облучения нитридного топлива в реакторе БН-600

Г. Н.Власкин, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов, А .А. Якунин АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

Ю. С. Хомяков

ЧУ ИТЦП «Прорыв», Москва

В рамках работ 2016 г. в НИИАР был выполнен комплекс исследований нуклидного состава отработавшего СНУП топлива, облученного в КЭТВС-1 на реакторе БН-600, который должен быть завершен в 2017 г.

Цель бенчмарка заключается в проведении детального расчетного анализа эксперимента с облученным нитридным топливом для верификации программ и библиотек констант, используемых при обосновании проектов РУ БР со СНУП топливом.

Область применения бенчмарка — СНУП-топливо с выгоранием до 5,5 % т.а. для обоснования проектов РУ в части физики реакторов в процессе выгорания, а также с точки зрения накопления радиационно-опасных нуклидов.

Для корректного моделирования результатов радиохимических исследований СНУП ОЯТ КЭТВС-1 в бенчмарке выделяются три задачи:

- Задача 1: Трехмерный нейтронно-физический расчет БН-600.
- Задача 2: Нейтронно-физический расчет ячейки КЭТВС-1.
- Задача 3: Расчетов изотопной кинетики СНУП-топлива.

В данной работе будут рассмотрены Задачи 1 и 2.

В расчетах нейтронно-физических характеристик по разработанной бенчмаркмодели определяются характеристики нейтронного облучения твэл со СНУПтопливом с получением спектров и плотности потока нейтронов в исследуемых зонах, средние блокированные сечения нейтронных реакций в соответствии с режимом облучения.

По результатам выполнения расчетов в дальнейшем планируется сравнение экспериментальных и расчетных данных, а также подготовка рекомендаций по корректировке и дополнению программ экспериментальных и расчетных исследований последующих ЭТВС.

Помимо прямой цели предполагается использовать бенчмарк и для частичной кросс-верификации кодов, в связи с чем в условия бенчмарка введен ряд дополнительных расчетных характеристик.

Литература

1. *А.А. Перегудов* Программный комплекс для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: Дисс. ...к. т. н. — Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 2015.

Расчетно-экспериментальное определение пространственноэнергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60

Ю. В. Набойщиков, И. Ю. Жемков, А. И. Теллин

АО «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград

n_yu_v@niiar.ru, ziu@niiar.ru, tellin@niiar.ru

Д. К. Рязанов

Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал НИЯУ МИФИ RDKA_ryasanov@mail.ru

В настоящее время реактор БОР-60 активно используется для проведения широкого круга исследований в обоснование действующих, сооружаемых и проектируемых установок как российских, так и зарубежных проектов. Большинство из этих исследований проводятся в активной зоне, в областях с максимальными скоростями набора повреждающих доз. Однако существует большой спрос на проведение облучения и в боковом экране.

Важной характеристикой любой ядерной установки является пространственноэнергетическое распределение нейтронов в объеме реактора. Экспериментальное определение спектров нейтронов — сложный и длительный процесс. Полезный объем внутри облучательного устройства ограничен и загрузка десятков нейтронактивационных детекторов (без ущерба для размещения исследуемых образцов) проблематична. Поэтому экспериментально подтверждают условия облучения с помощью несколько детекторов, а пространственно-энергетическое распределение нейтронного поля получают расчетным путем.

Опыт расчетно-экспериментального сопровождения реактора БОР-60 показал хорошее согласование расчетных и экспериментальных характеристик в активной зоне. В боковом экране отличие расчетных и экспериментальных значений больше, а самих экспериментальных данных значительно меньше. Поэтому верификация применяемых расчетных программ, моделей, методик является важной и актуальной задачей.

Ключевые слова: реактор БОР-60, боковой экран, спектр нейтронов и плотность потока нейтронов.

Нейтронно-физические расчеты в обоснование конструкции экспериментальной ТВС реактора БОР-60 с замедляющими элементами

А. В. Варивцев, И. Ю. Жемков

AO «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград, Российская Федерация ziu@niiar.ru, vav3@niiar.ru

Для проведения испытаний перспективных видов ядерного топлива в реакторе БОР-60 предложена конструкция экспериментальной ТВС, содержащей элементы с эффективным замедлителем нейтронов — гидридом циркония. С целью обоснования эффективности и безопасности применения предложенного решения в активной зоне реактора БОР-60 были проведены нейтронно-физические расчеты с использованием прецизионного кода МСU.

Результаты расчетов показывают, что применение предложенной конструкции ЭТВС позволяет значительно (почти на 50%) повысить тепловую нагрузку и темп выгорания топлива в экспериментальных твэлах, и тем самым расширить возможности реактора БОР-60 в части испытаний перспективных видов ЯТ.

В твэлах штатных ТВС, размещенных рядом с ЭТВС с замедлителем, также наблюдается повышение тепловыделения и скорости выгорания топлива. Этот эффект особенно заметен в первых 2-3-х рядах твэлов, расположенных в непосредственной близости к ЭТВС. Расчётные оценка показывают, что допустимые значения линейной мощности твэлов в штатной ТВС не превышаются.

Проведены испытания предложенного устройства в активной зоне реактора БОР-60. Результаты расчетов мощности твэлов ЭТВС подтверждены экспериментальными данными.

Ключевые слова: реактор БОР-60, твэлы, тепловыделение, замедлитель.

Особенности эксплуатации кассет с уран-гадолиниевым топливом реакторов ВВЭР-440

В. А. Адеев

Кольская АЭС, Полярные Зори

В. О. Кавун, О. Ю. Кавун

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

На Кольской АЭС продолжается эксплуатация топлива 2-го и 3-го поколения повышенного до 4,87% обогащения (РК-2 и РК-3), имеющего усовершенствованную конструкцию, обеспечивающую лучшие эксплуатационные характеристики. В данных кассетах применяется выгорающий поглотитель — гадолиний (Gd).

В настоящем докладе приведены результаты эксплуатации топливных загрузок ВВЭР-440 с топливом 2-го и 3-го поколения, выполнен краткий анализ полученных данных по энерговыделению в активной зоне реактора.

Обсуждены особенности конструкции кассет с выгорающим поглотителем и характер изменения их размножающих свойств в зависимости от расположения твэл в кассете, положения кассеты в активной зоне и ее окружения. Предложены методы повышения точности прогнозного расчета энерговыделения кассет с выгорающим поглотителем.

Некоторые вопросы продления эксплуатации Билибинской АЭС и обоснования ресурса незаменяемых элементов конструкции реакторов

Ю. Д. Баранаев, Ю. В. Харизоменов АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». Обнинск. Россия

Эксплуатация энергоблоков Билибинской АЭС осуществляется в дополнительный период эксплуатации на основании выданных Ростехнадзором лицензий: энергоблок № 1 до 14.01.2019, энергоблок № 2 до 31.12.2019, энергоблок № 3 до 27.12.2020, энергоблок № 4 до 28.12.2021.

Госкорпорацией «Росатом» принято Решение об окончательном останове Билибинской АЭС: энергоблока № 1 — 31.12.2018, энергоблоков № 2, 3, 4 — 27.12.2021. Данное Решение принято на основании Технического отчета, разработанного ФРКП, «Оценка технической возможности и финансовых затрат продления срока эксплуатации энергоблоков Билибинской АЭС сверх 45 лет».

На площадке БИЛАЭС для подготовки блоков к выводу и для вывода из эксплуатации решаются вопросы энергообеспечения: завершено строительство ДГУ (дизель-генераторная установка) и БМК (блочно-модульная котельная) для обеспечения электро- и теплоснабжением только объектов БИАЭС. Замещение поставляемой в Чаун-Билибинскую энергосистему электрической мощности после останова Билибинской АЭС предполагается осуществить за счет ввода в эксплуатацию в 2019 г. плавучей атомной электростанции мощностью 70 МВт(э) и развития линий электропередач. Также предусматривается строительство в г. Билибино дизельной электростанции (20-24 МВт(э)) и дизельной отопительной котельной (45 МВт(т)).

Учитывая неопределенности, связанные со строительством замещающих энергетических объектов, утвержден «План-график работ по подготовке к **продолжению** эксплуатации энергоблоков 2, 3, 4 Билибинской АЭС до 2025 года». Основным проблемным вопросом является ресурс незаменяемого оборудования — металлоконструкций и графитовых кладок реакторов.

В ГНЦ РФ-ФЭИ проводится комплекс работ по анализу состояния и оценке остаточного ресурса графитовых кладок энергоблоков БиАЭС. В докладе приведены основные результаты обследования состояния графитовых кладок реакторов ЭГП-6

Билибинской АЭС в продленный срок эксплуатации по определяющим ресурс работы параметрам: температурный режим, радиационная стойкость, прочность, изменение нейтронно-физических характеристик реакторов, формоизменение графитовых блоков, приводящее к искривлению и усадке графитовых колонн. Представлены результаты расчета значения флюенса нейтронов с E > 0.18 МэВ на графит на 2016 год, а также оценки флюенса на конец продленного срока эксплуатации.

Анализ определяющих параметров графитовой кладки, а также результатов проведенных исследований кернов, высверленных из графитовых кладок, позволяют сделать вывод о достаточном ресурсе графитовых кладок всех реакторов Билибинской АЭС, обеспечивающим с запасом возможность безопасной работы в течение назначенного продленного срока эксплуатации до 2021 г. Для обоснования ресурса до 2025 г. необходимо проведение дополнительного отбора образцов графита из всех энергоблоков и проведение исследований их физических и прочностных свойств.

Бассейновый реактор РУТА — безопасный и экономичный источник теплоснабжения

Ю. Д. Баранаев, А. П. Глебов АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия

В докладе представлены некоторые результаты исследований по решению вопросов надежного и экономичного теплоснабжения коммунально-бытовых потребителей с использованием бассейновых реакторов небольшой мощности РУТА — Реакторная Установка Теплоснабжения с Атмосферным давлением.

В настоящее время имеются предпроектные проработки вариантов реактора РУТА тепловой мощностью от 10 до 70 МВт. В докладе дано описание основных проектно-конструкторских решений этих реакторов и представлены их нейтроннофизические и технические характеристики. Обсуждается перспективы и преимущества использования реакторов РУТА в системах централизованного теплоснабжения.

Необходимым начальным этапом внедрения любой ядерной технологии является создание и эксплуатация головного демонстрационного блока. Строительство такого головного блока для установок РУТА предлагается осуществить на площадке ГНЦ РФ-ФЭИ в Обнинске, где такой проект может быть реализован в минимальные сроки и с минимальными затратами.

В 2004 г. совместно институтами АЭП, НИКИЭТ и ГНЦ РФ-ФЭИ разработан «Технико-экономический доклад (ТЭД) по размещению головной АСТ РУТА тепловой мощностью 70 МВт на площадке ГНЦ РФ-ФЭИ». В докладе представлены основные результаты ТЭД в части проработки проектно-конструкторских решений по АСТ РУТА, определения ее технико-экономических характеристик и оценки эффективности инвестиций в сооружение головного блока.

Наряду с использованием реактора РУТА по прямому назначению в качестве источника теплоты в системах теплоснабжения или опреснения, рассмотрены возможности расширения его функция как источника нейтронов для различных целей. Выполненные расчетные оценки показали, что реактор РУТА позволяет обеспечить решение следующего круга задач:

- реакторные испытания твэлов и топливных сборок водоохлаждаемых энергетических реакторов;
- наработку широкой номенклатуры радионуклидов для медицинских и промышленных целей;
- создание нейтронных пучков для лучевой и захватной терапии.

Реализация указанных возможностей позволит повысить коммерческую и социальную привлекательность проекта ACT с реактором РУТА.

Современные разработки реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем

Ю. А. Казанский, Г. В. Карпович, В. В. Колесов, Д. С. Самохин, И. А. Чусов ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

Доклад посвящен вопросу развития тематики реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем. Данная тематика развивается в рамках единственного на сегодняшний день проекта — ALLEGRO, осуществляемого под руководством Франции и находящегося на стадии технического проектирования. В докладе рассмотрены цели и задачи проекта ALLEGRO, технические характеристики реакторной установки с реактором на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем и основные технические решения, которые будут проверены в ходе экспериментов на ALLEGRO. Авторами доклада предложено провести нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты реактора ALLEGRO с различными изменениями: замена гелия на CO₂, использование нитридного топлива и иных конструкционных материалов, различные варианты компоновки TBC реактора.

Расчет отравления блоков бериллия в активной зоне исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М

А. А. Зырянова, Ю. В. Метелева, А. В. Козлов, Е. Н. Селезнев, И. М. Русских АО «Институт реакторных материалов». Заречный Свердловской обл.

В АО «Институт реакторных материалов» осуществляется эксплуатация комплекса с ИЯР ИВВ-2М, который включает в себя непосредственно реактор, корпус защитных камер и пункт хранения ядерных материалов.

Физический пуск реактора ИВВ-2 осуществлен в апреле 1966 года. С момента начала эксплуатации реактора, в период с 1975 по 1988 год, проведен ряд мероприятий по модернизации объекта. На сегодняшний день установлен срок эксплуатации исследовательского ядерного реактора до 2025 года.

ИЯР ИВВ-2М является легководным бассейнового типа. Номинальная мощность реактора составляет 15 МВт. Активная зона формируется установкой в опорную плиту шестигранных тепловыделяющих сборок, шестигранных блоков бериллиевого отражателя, экспериментальных и облучательных устройств.

Одной из проблем, возникающих в процессе эксплуатации реактора ИВВ-2М, является «отравление» блоков бериллиевого отражателя ядрами 6 Li и 3 He, которые обладают свойствами сильного поглотителя тепловых нейтронов. Эффективные микроскопические сечения поглощения тепловых нейтронов (E < 0,625 эВ) ядрами 6 Li и 3 He для реактора ИВВ-2М соответственно равны 940 и 5333 барн. Ситуация усугубляется еще тем, что бериллиевые блоки эксплуатируются более 14 лет, а некоторые из них — с момента физпуска реактора в 1966 году. Поэтому отследить историю перемещения блоков по активной зоне реактора для определения концентраций ядер 6 Li и 3 He в блоках отражателя не представляется возможным. Явление «отравления» блоков бериллиевого отражателя приводит к изменению нейтроннофизических свойств активной зоны — меняется распределение энерговыделения по ТВС активной зоны, увеличивается загрузка урана-235 для компенсации потери реактивности на ухудшение отражающих свойств бериллиевых блоков и т. д.

Тем не менее, на реакторе ИВВ-2М проводится ряд мероприятий, направленных на определение степени отравления бериллиевых блоков и на сохранение нейтронно-физических свойств неотравленных блоков отражателя.

В докладе приводится краткое описание реактора ИВВ-2M, его эксплуатационные характеристики, расчетные данные по динамике накопления ядер 6 Li и 3 He в бериллиевых блоках в течение их эксплуатации, рассмотрены мероприятия, позволяющие снизить влияние «отравления» блоков отражателя на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ИВВ-2M.

Расчетное моделирование кинетических процессов с использованием метода Монте-Карло

М. В. Иоаннисиан, В. Д. Давиденко

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва E-mail: loannisian_MV@nrcki.ru, Davidenko_VD@nrcki.ru

Для решения уравнения переноса нейтронов широко используется метод Монте-Карло. При программной реализации этот метод легко адаптируется под современные многопроцессорные ЭВМ. Одной из разработок, основанных на методе Монте-Карло, является известный пакет прикладных программ (ППП) МСU5. На его основе собираются рабочие программы, предназначенные для расчета процессов в стационарном режиме. Вместе с тем в НИЦ «Курчатовский институт» продолжаются работы по развитию ППП МСU5, в том числе и для обеспечения моделирования нестационарных процессов. Результатом таких работ стало создание программ, использующих как прямой метод Монте-Карло (КИР), так и метод многоточечной кинетики (MRNK).

Основной областью применения таких программ является моделирование процессов в системах, имеющих сложную конструкцию и сильно неоднородный материальный состав, где требуется повышенная детализация в описании физических процессов. Опубликованные данные о моделировании кинетических процессов с применением метода Монте-Карло для систем такого типа отсутствуют.

В настоящей работе представлены результаты моделирования нейтронной кинетики в полномасштабной активной зоне реактора КЛТ-40С по программам КИР и MRNK. Рассмотрены процессы с введением положительной реактивности, а также с перемещением отдельных групп стержней при условии сохранения стационарной критичности системы.

Ключевые слова: кинетика, расчет, многоточечная кинетика, прямой метод Монте-Карло, ядерный реактор.

Нейтронно-физический анализ способов оптимизации переходного режима к уран-плутониевому топливу равновесного состава при пуске быстрого реактора естественной безопасности на обогащенном уране

М. А. Орлов

Частное учреждение «Инновационно-технологический центр проекта «Прорыв», Москва, Россия E-mail:oma@prorvv2020.ru

В работе на основании нейтронно-физических расчетов предлагаются способы технологического упрощения обеспечения равновесного по реактивности режима (с выбегом реактивности по микрокампании, не превышающим эффективную долю запаздывающих нейтронов) в течение всего срока службы реактора на быстрых нейтронах, пускаемого на нитридном обогащенном урановом топливе и в дальнейшем функционирующего в замкнутом топливном цикле. Расчеты в режиме частичных перегрузок выявили возможность выполнения этого основополагающего требования «естественной безопасности» за счет лишь 1-2 изменений в параметрах загрузки активной зоны в переходном режиме от стартового уранового к равновесному по изотопному составу уран-плутониевому топливу.

Попутно предлагается увеличивать глубину выгорания топлива. Предпочтение отдается варианту регулирования нейтронно-физических характеристик активной зоны за счет изменения толщины зазора между топливом и оболочкой в твэлах с жидкометаллическим подслоем.

Рассматривается также консервативный вариант с изменением таблеточной плотности топлива в твэлах с газовым зазором и перспективный вариант изменения концентрации в топливе слабопоглощающего изотопа ¹⁵N.

Предложены способы оптимизации стратегии использования минорных актинидов для снижения выбега реактивности в переходном режиме и денатурации нарабатываемого в стартовой урановой загрузке плутония.

Работа представляется актуальной в связи с предполагаемым повышением конкурентоспособности реакторов на быстрых нейтронах (в частности, снижением стоимости вырабатываемой ими электроэнергии) в случае их пуска на обогащенном уране вместо уран-плутониевого топлива уже в ближайшей перспективе (этот тезис сейчас проверяется).

Ключевые слова: быстрый реактор, естественная безопасность, пуск на обогащенном уране, выбег реактивности, переходный режим к топливу равновесного состава.

Анализ радиационных и теплофизических характеристик отработавшего РЕМИКС-топлива

С. В. Маковский, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Синегрибов

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва E-mail: makovskiy@secnrs.ru

В настоящее время в Российской Федерации исследуется возможность использования РЕМИКС-топлива, основанного на смеси урана и плутония, образующейся при переработке отработавшего ядерного топлива. Применение данного топлива позволяет в частности снизить потребление природного урана в реакторах на тепловых нейтронах, а также сократить накопление энергетического плутония. Однако, несмотря на многие преимущества такого подхода, необходимо особое внимание уделять безопасности обращения с отработавшим РЕМИКС-топливом. В частности, в соответствии с требованиями НП-061-05 необходимо обеспечить выдержку отработавшего ядерного топлива в течение времени, достаточного для снижения остаточного тепловыделения и радиоактивности до уровней, позволяющих осуществлять вывоз топлива с площадки АЭС.

В работе представлены результаты расчетного исследования радиационных и теплофизических характеристик отработавшего РЕМИКС-топлива, проведенного с использованием программного средства SCALE 6. Проведена оценка необходимого времени выдержки отработавшего ядерного топлива, а также оценена мощность дозы ионизирующего излучения на поверхности транспортного упаковочного комплекта ТУК-13, загруженного отработавшими ТВС. Представлено сравнение полученных в работе характеристик отработавшего РЕМИКС-топлива с аналогичными характеристиками отработавшего уранового топлива.

Ключевые слова: *РЕМИКС-топливо*, *отработавшее ядерное топливо*, *остаточное тепловыделение*, *мощность дозы*.

Методика расчета различных компонент эффективной годовой дозы, получаемой населением за счет выхода актиноидов в воздушную среду при длительной работе реактора БН

О. О. Перегудова, А. Г. Цикунов

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

В данной работе рассматривались следующие основные компоненты годовой эффективной дозы, получаемой населением за счет выхода актиноидов в воздушную среду после начала работы реактора в течение «п» лет:

- 1. Годовая доза внешнего облучения от облака актиноидов $D_{\text{обл}}(n)$.
- 2. Годовая эффективная доза внешнего облучения от поверхностного загрязнения почвы актиноидами $D_{\text{поверх}}(n)$.
 - 3. Годовая эффективная доза за счет ингаляции актиноидов $D_{\text{инг}}(n)$.
- 4. Годовая эффективная доза за счет пищевых цепочек (воздушный путь) $D_{\text{пиш}}^{\text{возд.}}(n)$.
- 5. Годовая эффективная доза за счет пищевых цепочек (корневой путь) $D_{\text{пиш}}^{\text{корневой}}(n)$.

Оцененные компоненты эффективной дозы являются результатом суммирования вкладов всех изотопов актиноидов, учитываемых в расчетах. Предполагается работа реакторной установки в установившемся режиме. Далее, для примера представлен алгоритм расчета годовой эффективной дозы внешнего облучения от облака актиноидов

$$D_{\text{OOL}}^{i}(n) = D_{i}^{I} \cdot K_{i}^{\text{KOHTyp}}(n)$$
,

где D_i^I — доза внешнего облучения от облака актиноидов, рассчитанная на программном комплексе ВЫБРОС-3.1 [1]. Она представляет собой индивидуальную дозу населения (от облака) для конкретного i-го радионуклида на ранней стадии работы установки БН (доза за первый год работы реактора);

 $K_i^{\text{контур}}(n)$ — коэффициент, учитывающий изменение содержания i-го радионуклида в первом контуре. Необходимо определить для каждого нуклида зависимость величины $K_i^{\text{контур}}(n)$ от времени работы реакторной установки БН, а именно оценить указанную зависимость от величины «n» (от 1 до 60), что характеризует увеличение эффективной дозы населения с течением времени.

Коэффициент $K_i^{\text{контур}}(n)$, учитывающий изменение содержания i-го радионуклида в первом контуре определяется по следующей формуле (зависит от λ_i и величины $\langle n \rangle$):

$$K_i^{\text{контур}}(n) = \frac{\left[1 - \left(1 - \omega\right)^n \cdot e^{-\left(\Delta \tau + \tau\right) \cdot \lambda_i \cdot n}\right]}{\left[1 - \left(1 - \omega\right) \cdot e^{-\left(\Delta \tau + \tau\right) \cdot \lambda_i}\right]},$$

где ω – ежегодная доля выхода топлива при перегрузке OTBC за пределы первого контура (от топлива, содержащегося в натрии и на внутренних поверхностях оборудования первого контура);

т – длительность микрокампании, эфф. суток;

 $\Delta \tau$ – длительность останова реактора на перегрузку;

(Δτ+τ)=(35 суток+330 эфф. суток);

 λ_i — постоянная распада i-го радионуклида;

n – количество проведенных микрокампаний.

Остальные результаты расчета основных компонент годовой эффективной дозы представлены в докладе.

Методика применения консервативных значений остаточных тепловыделений в расчетах переходных процессов для ВВЭР с использованием модели точечной кинетики кода КОРСАР/ГП

М. В. Суслов, И. Г. Петкевич, М. А. Увакин

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск Московской обл.

Работа посвящена вопросу применения консервативных значений остаточных тепловыделений в расчетах переходных процессов для реакторных установок ВВЭР с использованием модели точечной кинетики программного комплекса КОРСАР/ГП.

В работе предлагается методика задания мощности остаточных тепловыделений, отличная от традиционного упрощенного подхода. С ее применением были проведены расчеты различных переходных процессов. В докладе приводится анализ влияния способа задания мощности остаточных тепловыделений на результаты расчетов в сравнении с результатами, полученными с применением традиционного подхода, а также обсуждается целесообразность и даются рекомендации использования предлагаемой методики при моделировании тех или иных переходных процессов для расчетного обоснования безопасности РУ ВВЭР.

Численное моделирование детектирования положения пика Брэгга в режиме реального времени на основе регистрации мгновенного гамма-излучения в ортогональном направлении для применения в адронной терапии

А. А. Пряничников, А. С. Симаков

ФГБУН Физический институт им. П. Н. Лебедева Российской академии наук, Физико-технический центр, Протвино Московской обл. E-mail: Pryanichnikov.al@gmail.com

И.И.Дегтярев, Ф.Н. Новоскольцев, Е.В. Алтухова, Ю.В. Алтухов, Р.Ю. Синюков

ФГБУ Институт физики высоких энергий имени А. А. Логунова НИЦ «Курчатовский институт», Протвино Московской обл. E-mail: Igor.Degtyarev@ihep.ru

В последнее время пучки тяжелых заряженных частиц, таких, например, как протоны и ионы углерода, находят все более широкое применение в лучевой терапии онкологических заболеваний, что обусловлено принципиальной возможностью качественного улучшения пространственных дозных распределений по сравнению с традиционно используемыми в радиационной терапии источниками электронов и уквантов, что позволяет радикально снизить дозную нагрузку на прилегающие к опухоли непораженные участки ткани. Одним из ключевых аспектов реализации эффективной протонной и ионной радиотерапии глубокорасположенных опухолей, наряду с качественным планированием, является осуществление контроля корректности облучения в режиме реального времени. В настоящей работе приведены результаты расчетно-теоретических и экспериментальных исследований метода детектирования положения пика Брэгга в водном фантоме в режиме реального времени, основанного на регистрации мгновенных вторичных гамма-квантов, рожденных в неупругих ядерных взаимодействиях частиц первичного сканирующего нитевидного пучка протонов, испущенных в ортогональном направлении [1, 2]. Приводятся основные параметры прототипа клинической установки, найденные на основе полномасштабного статистического моделирования связанного переноса многокомпонентного излучения в рамках комплекса RTS&T [3], реалистичной 3D-модели прототипа установки с использованием щелевого коллиматора, оценки точности определения продольной координаты пика Брэгга, обосновывается выбор оптимального типа сцинтиллятора, схемотехническое решение системы сбора информации.

Ключевые слова: перенос излучения, метод Монте-Карло, радиационная терапия, медицинские ускорители, детектирование пика Брэгга, математическое моделирование, планирование облучения, технология мониторирования.

Литература

- 1. *C.-H. Min, C. H. Kim, M.-Y. Youn, J.-W. Kim.* Prompt gamma measurements for locating the dose falloff region in the proton therapy // Appl. Phys. Lett. 2006. V. 89.
- 2. Dose profile monitoring with carbon ions by means of prompt-gamma measurements / E. Testa, M. Bajard, M. Chevallier, et al. // Nuclear Instruments and Methods. 2009. V. 267. P. 993—996.

3. The RTS&T-2014 code status / I. I. Degtyarev, F. N. Novoskoltsev, O. A. Liashenko et al. // Nuclear Energy and Technology. — 2015. — V. 1. — Issue 3, November. — P. 222—225.

Применение метода релаксации для решения сопряженной задачи моделирования реактора ВВЭР-1000 с помощью кодов MCU-ATHLET

Р. Б. Богданович, Е. В. Богданова, В. И. Романенко, И. Д. Гамцемлидзе, С. П. Никонов, Г. В. Тихомиров

Кафедра теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов НИЯУ МИФИ, Москва Email: Rynatb@gmail.com, EVBogdanova@mephi.ru

Работа продолжает исследования, связанные с анализом стационарного состояния реакторных установок связкой нейтронно-физического кода МСU и теплогидравлического кода АТНLЕТ. Анализ проводится для первой загрузки 2-го блока Ростовской АЭС с кассетами ТВС-2М. В ходе работы отрабатывается возможность взаимодействия между кодами только на уровне обмена данными, входящими в исходные наборы для каждой программы, без затрагивания их внутренней структуры.

Кроме того, для оптимизации решения задачи осуществлен переход от метода простых итераций к SOR-методу (метод поверхностной релаксации) для численного решения при расчете стационарного состояния модели, т. к. предыдущие расчеты показали наличие незатухающих колебаний в распределении мощности и отсутствие сходимости при начальном задании уровня мощности выше 50% от номинальной. Использование SOR-метода позволило наряду со сходимостью процесса получить решение на любом уровне мощности при небольшом количестве итераций.

Ключевые слова: Монте-Карло, связанный расчет, колебания мощности, твэл, метод простых итераций, метод поверхностной релаксации.

Применение моделей активных зон реакторных установок типа ВВЭР для целей поддержки информационноаналитического центра Ростехнадзора

В.О.Кавун, О.Ю.Кавун ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Для целей аварийного реагирования в Ростехнадзоре создан информационноаналитический центр (ИАЦ). В составе ИАЦ Ростехнадзора в режиме чрезвычайной ситуации функционируют рабочие группы научно-технической поддержки ФБУ «НТЦ ЯРБ». Задачей рабочих групп является оценка состояния аварийного энергоблока АС и прогноза его возможного развития. Для решения рабочими группами упомянутой выше задачи необходимо определение выхода радионуклидов в окружающую среду при тяжелой аварии, а также эффективности органов СУЗ и коэффициентов реактивности для текущего момента топливной кампании для моделей экспресс-оценки. Для определения этих параметров в ФБУ «НТЦ ЯРБ» были разработаны нейтронно-физические модели активных зон реакторных установок энергоблоков всех АЭС с ВВЭР.

Доклад посвящен применению упомянутых выше моделей, которые представляют собой набор исходных данных для выполнения нейтронно-физических расчетов по ПС ДЕСНА с нейтронно-физическими сечениями, расчет которых выполнен по ПС САПФИР-95.

Разработанные модели поддерживаются в актуальном состоянии, с учетом текущих топливных загрузок.

В случае возникновения аварийной ситуации или при проведении противоаварийной тренировки на энергоблоке АЭС разработанные расчетные модели активных зон будут использоваться в ИАЦ Ростехнадзора следующим образом:

- от эксплуатирующей организации поступает информация об энерговыработке аварийного энергоблока на момент аварии (в эффективных сутках);
- по ПС ДЕСНА производится расчет топливной кампании с начала текущей топливной кампании до момента начала аварии; определяется эффективность органов СУЗ и коэффициенты реактивности для текущего момента топливной кампании для моделей экспресс-оценки; определяются массивы глубин выгорания, по которым могут быть определены трехмерные поля радионуклидов в активной зоне для модели экспресс-оценки выхода продуктов деления из активной зоны.

При моделировании реактивностных аварий, для которых необходимо применение трехмерной модели активной зоны, разработанные модели будут подключаться к моделям экспресс-оценки.

Проведена верификация разработанных расчетных моделей активных зон путем сравнения результатов расчетов по ПС ДЕСНА с результатами проектных расчетов, которая продемонстрировала корректность разработанных моделей.

В докладе приведены результаты расчетов по ПС ДЕСНА и результаты верификации разработанных расчетных моделей активных зон путем сравнения результатов расчетов по ПС ДЕСНА с результатами проектных расчетов.

Апробация распределенной нейтронно-физической и теплогидравлической модели ТВС в ПК КОРСАР/ГП для расчета переходных процессов на РУ ВВЭР

А. И. Синегрибова, М. А. Увакин

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск Московской обл.

Ранее была разработана распределенная нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ТВС с применением ПК КОРСАР/ГП. Была проведена проверка корректности потвэльного расчета ТВС с использованием ПК КОРСАР/ГП путем сопоставления его результатов с результатами программы ТИГР-СП, используемой в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для расчетов в обоснование надежности охлаждения ТВС в стационарных режимах эксплуатации РУ.

В данной работе представлены результаты проверки восстановления потвэльного энерговыделения в ТВС с использованием данной модели. Результаты потвэльного расчета в ПК КОРСАР/ГП сравнивались с результатами ПК САП-ФИР_95&RC_ВВЭР, который рассчитывает покассетное и потвэльное энерговыделение для стационарного состояния реактора.

Приведены результаты исследования изменения коэффициента неравномерности энерговыделения твэла в ТВС в течение аварийного процесса для режимов «Выброс ОР СУЗ» и «Разрыв паропровода».

Выбор и обоснование компоновочных решений активной зоны исследовательского реактора бассейнового типа с использование ПК MCU5-FREE

И. А. Баженов

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва E-mail: ilibazhenov@gmail.com

В работе приведены результаты расчета компоновочных решений бассейнового исследовательского реактора, активная зона которого комплектуется ТВС ВВР М2, с использованием когда МСU-FREE. Варианты активных зон отличались друг от друга расположением каналов под органы управления реактивностью. В ходе анализа результатов расчетов выбрано компоновочное решение активной зоны, исходя из требований безопасности, а также из показаний значений плотности потока нейтронов в экспериментальных объемах. Для предпочтительного варианта получены данные:

- о продолжительности кампании топливных сборок;
- эффективности органов регулирования;
- энерговыделениях в топливных сборках.

Ключевые слова: реактор, исследовательский реактор, активная зона, нейтронно-физический расчет, ММК, МСU.

Программа «ACT-MAT» расчета радиационных характеристик облученных реакторных материалов

П. Б. Афанасьев, Д. В. Дмитриев, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск Московской обл.

В ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в 2017 разработана программа «АСТ-МАТ» [1] для вычисления радиационных характеристик и активации облученных материалов активной зоны, металлоконструкций реактора и свинцово-висмутового теплоносителя для реакторов с быстрым энергетическим спектром нейтронов.

Возможностями разработанной программы «АСТ-МАТ» являются:

- расчет радиационных характеристик облученного топлива (накопление продуктов деления, актинидов, активность, энерговыделение, интенсивности α -, β -, γ и n-излучения, а также спектры β -, γ -излучений);
- расчет активности, энерговыделения, спектров γ-излучения металлоконструкций и свинцово-висмутового теплоносителя.

Особенностью программы «АСТ-МАТ» является получение характеристик облученных материалов в различных областях реактора с учетом параметров циркуляции теплоносителя первого контура. Данная особенность совместно с возможностями программы позволяют более точно (без упрощений и допущений) получить радиационные характеристики облученных материалов.

Более подробно возможности программы «АСТ-МАТ» будут рассмотрены в докладе.

Литература

1. Расчет радиационных характеристик облученных реакторных материалов АСТ-МАТ: Программа для ПЭВМ / 8624607.00644-01, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2017.

Связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчет тепловыделяющей сборки реактора ALLEGRO

А. Д. Смирнов, Г. В. Тихомиров, С. П. Никонов, К. Капринайова, Λ. Захорски Институт ядерной физики и технологий (ИЯФиТ) НИЯУ МИФИ, Москва E-mail: ADSmirnov@mephi.ru

В данной работе рассматривается задача определения стационарного распределения параметров теплоносителя и нейтронной мощности в системе с заданной мощностью и параметрами теплоносителя на входе.

Расчеты производятся связкой теплогидравлического кода ATHLET и нейтронно-физического кода SERPENT. Обмен информацией между кодами осуществляется только в исходных данных. При этом расчет параметров теплоносителя и топлива по ATHLET производится для осредненной по сечению геометрии рассматриваемой структуры. Полученные данные в ATHLET по специальной программе кон-

вертируются в необходимый набор данных для кода SERPENT, который корректирует распределение энерговыделений в осредненных контрольных объемах и, опять же по специальной программе, конвертирует это распределение в исходные данные для ATHLET.

Начало итерационного процесса может стартовать с нулевой мощности и затем на каждой итерации рассматривается возможность ее увеличения на определенный уровень вплоть до необходимого значения. При этом весь алгоритм может быть построен таким образом, что ATHLET решает нестационарную задачу с выходом на стационарные параметры на каждой итерации и только после этого осуществляется передача необходимых данных в SERPENT, который решает стационарную задачу.

В работе отрабатывалась методика взаимодействия данной связки на простой модели ячейки, в составе которой находится один тепловыделяющий элемент и окружающий его гелиевый теплоноситель.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, ALLEGRO, связанный расчет, быстрый реактор, ядерные энергетические установки, Serpent, ATHLET.

Влияние фотонейтронов на показания измерительных каналов секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов реакторной установки БН-800

О. И. Албутова, Д. А. Лукьянов

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

И. Д. Зверев, С. Г. Усынина

Акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И. И. Африкантова», Нижний Новгород

Секторная система контроля герметичности оболочек твэлов (ССКГО) РУ БН-800 обеспечивает контроль герметичности по результатам измерения плотности потока запаздывающих нейтронов, которые испускают продукты деления — предшественники запаздывающих нейтронов, попавшие в теплоноситель через дефект в оболочке твэла.

Показания измерительных каналов (КИ) ССКГО при отсутствии негерметичных твэлов в активной зоне (фоновые показания) складываются из нескольких составляющих плотности потока нейтронов, зависящих от мощности реактора и связанных с «прострелом» и рассеиванием нейтронов активной зоны, а также наличием поверхностного загрязнения топлива. Кроме того, КИ ССКГО регистрируют фотонейтроны, генерируемые материалами блоков детектирования ССКГО и шахты реактора под воздействием гамма-фона радиоактивного изотопа²⁴Na.

Влияние составляющих фоновых показаний КИ ССКГО, включая фотонейтронное излучение, учитывается при определении плотности потока запаздывающих нейтронов при возникновении негерметичных твэлов.

В докладе приведены результаты анализа показаний КИ ССКГО при снижении уровня мощности РУ БН-800 и последующим расхолаживании реактора. Показано, что наличие остаточного уровня фоновых показаний ССКГО и их последующий плавный спад связаны с регистрацией фотонейтронов.

Полученная по результатам анализа показаний величина плотности потока фотонейтронов, влияющих на показания КИ ССКГО на номинальном уровне мощности реактора, хорошо согласуется с результатами предварительных расчетов. Также в докладе рассматриваются факторы, влияющие на скорость снижения фоновых показаний КИ ССКГО РУ БН-800 при расхолаживании реактора и модели их учета.

Разработанный подход с применением полученных регрессионных зависимостей изменения показаний КИ ССКГО с учетом влияние фотонейтронов обеспечивает повышение эффективности системы ССКГО при нестационарных режимах эксплуатации реактора БН-800.

Ключевые слова: реакторы на быстрых нейтронах, БН-800, контроль герметичности оболочек твэлов, система контроля герметичности оболочек твэлов по запаздывающим нейтронам, фотонейтроны.

Результаты расчета проблемно-ориентированных бенчмаркэкспериментов ICSBEP с использованием групповых констант программного комплекса РЕАКТОР-ГП

А. С. Денисова, А. А. Николаев ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В работе представлены результаты расчета ряда бенчмарк-экспериментов сборника ICSBEP [1] (в RZ-геометрии), аппроксимирующих некоторые НФХ активных зон БР с СВТ, с использованием 30-групповых нейтронных констант NP30/19 [2] (на основе ENDF/B-VII.0). Контур материалов в сеточных моделях бенчмаркэкспериментов (в сечении по горизонтали) представлял собой правильный N-угольник (ввиду аппроксимации гексаэдрами со средним размером L). Для сохранения масс материалов в состав композиций вводились плотностные коэффициенты двумя способами — в области целиком (А) и дополнительно в периферийную (на радиусе) область активной зоны (Б). Корректность созданных расчетных моделей была проверена сравнением с результатами расчетов по другим программам (табл. 1) с использованием системы констант CONSYST/БНАБ-93 [3]. Результаты показали, что второй способ ввода поправок более эффективен. Результаты расчета с применением блокированных констант [2], подготовленных с использованием программы TRANSX (подробнее в [2]), представлены в табл. 2. Среднее по модулю отличие от бенчмарк-значений для рассмотренных конфигураций составляет 0,6 % Δk , максимальное $\approx 1 \% \Delta k$.

Таблица 1. Обоснование качества расчетных моделей (CONSYST/БНАБ-93, 299 групп)

Бенчмарк	Активная зона		Тип	$K_{ m o \phi \phi}$			
	Н×D / N-угольник / L	Плотность по U-235, г/см ³	отражателя (основа)	PMSNSYS-II S ₂₄ P ₅		TWO- KENO	KENO
				A	Б	$\begin{array}{c} \text{DANT} \\ \text{S}_{24} \text{P}_5 \end{array}$	[1]
IMF002	32×38 / 96 / 3	3,0	U	1,005	1,005	1,006	1,003
IMF010	76×82 / 32 / 5	1,3	U	1,005	1,005	1,004	1,003
IMF012	81×83 / 32 / 5	1,1	U	1,016	1,015	1,015	1,011
IMF016	51×59 / 32 / 4	1,7	U	1,005	1,004	1,004	1,002
ICF004	46×53 / 32 / 5	1,7	U	1,005	1,004	1,004	1,002
IMF013	51×63 / 64 / 5	1,7	Al	1,001	1,001	1,006	1,002
HMF060	56×50 / 32 / 5	2,6	Al	1,022	1,022	1,022	1,016
HMF067	61×74 / 64 / 3	1,7	Al	1,035	1,034	1,033	1,026
HMF070	51×64 / 32 / 4	1,7	BeO и Al	1,041	1,040	1,040	1,031
HMF061	41×38 / 32 / 3	3,5	C	1,024	1,024	1,024	1,023
HMF084-23	18×13 / 48 / 2	17,5	CH ₂	0,993	0,991	0,991	0,988

Таблица 2. Результаты расчета $K_{9\phi\phi}$ с константами NP30/19

Бенчмарк	PMSNSYS-II [4] (S ₃₂ P ₃)	Бенчмарк- значение	Отличие, $%$ Δk	Средний по модулю разброс отличий из [1], $\% \Delta k$
IMF002	1,001	1,000	0,11	0,56
IMF010	0,999	0,995	0,37	0,92
IMF012	1,010	1,001	0,96	2,02
IMF016	1,000	0,997	0,30	0,33
ICF004	1,006	0,998	0,83	0,23
IMF013	0,992	0,994	-0,25	1,37
HMF060	1,007	0,996	1,18	2,67
HMF067	0,999	0,994	0,57	2,45
HMF070	1,005	1,000	0,54	1,43
HMF061	1,008	1,000	0,78	0,75
HMF084-23	1,003	0,999	0,37	0,21

Литература

- 1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, OECD. Paris, Sept. 2012 Ed.
- 2. А. В. Воронков, В. В. Синица, А. В. Дедуль, В. В. Кальченко. Библиотеки многогрупповых констант пакета РЕАКТОР-ГП // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности $A \ni C.$ 2009. № 24. С. 100—110.
- 3. *Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, А. Ю. Поляков, А. М. Цибуля.* Аннотация программы CONSYST // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. 1999. Вып. 2.
- 4. Программа для ПЭВМ. Расчет реактора и защиты методом дискретных ординат. PMSNSYS-II. 8624607.0643. ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2016.

Верификация мировых библиотек, оцененных ядерных данных на основе базовых интегральных экспериментов в рамках программного комплекса RTS&T

А. А. Пряничников, А. С. Симаков

Физико-технический центр ФГБУН Физического института им. П.Н. Лебедева РАН, Протвино, Московской обл.

И. И.Дегтярев, Ф. Н. Новоскольцев, Е. В. Алтухова, Ю. В. Алтухов, Р. Ю. Синюков ФГБУ Институт физики высоких энергий имени А. А. Логунова НИЦ «Курчатовский институт», Протвино Московской обл.

А. И. Блохин

ФГБУН Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

За последнее десятилетие произошло существенное обновление основных мировых библиотек оцененных ядерных данных. В работе представлены выборочные результаты тестирования данных актуальных версий мировых библиотек, оцененных ядерных данных ENDF/B VII.1, ENDF/B VIII.b4, POCФОНД, BROND 2.2/3.1, JENDL4.0u+, JENDL-4.0/HE, JENDL/HE 2007, CENDL 4.0, TENDL 2015, FENDL 3.0, JEFF 3.2 на основе интегральных экспериментов, включенных в Shielding Integral Benchmark Archive and Database (SINBAD) [1] с использованием программного комплекса RTS&T [2] реперного класса точности.

Реализованный в комплексе подход ориентирован на прямое использование в качестве константной системы для переноса нуклонов и моделирования фотоядерных взаимодействий частиц с энергией ниже $20/150/3000~{\rm M}_{\rm 3}{\rm B}$ файлов библиотек оцененных ядерных данных, представленных в формате ENDF-6, с использованием всей полноты информации об элементарных актах взаимодействия частиц, доступной в перечисленных файлах и представленной в соответствии с законами формата ENDF-6. В процессе подготовки файлов констант используются процедуры пакета ENDF/B PREPROCESSING CODES (v. PREPRO2017) [3] — для учета доплеровского уширения уровней, линеаризации, восстановления разрешенных резонансов нейтронных сечений: SIGMA1, LINEAR, RECENT, соответственно, и LEGEND — процедура восстановления индикатрисы рассеяния, представленной в виде коэффициентов P_n -разложения.

При моделировании траекторий используется вся информация об элементарных актах взаимодействия частиц с ядрами в данном энергетическом диапазоне, доступная в файлах оцененных ядерных данных и представленная в соответствии с законами ENDF6-формата, без дополнительных приближений и огрублений.

Ключевые слова: перенос излучения, метод Монте-Карло, оцененные ядерные данные, библиотеки, системы констант, верификация, базовые интегральные эксперименты, математическое моделирование

- 1. NEA-1517 SINBAD REACTOR (05-FEB-2016). URL: https://www.oecd-nea.org/science/wprs/shielding/sinbad/.
- 2. The RTS&T-2014 code status / I. I. Degtyarev, F. N. Novoskoltsev, O. A. Liashenko et al. // Nuclear Energy and Technology. 2015. V. 1. Issue 3. P. 222—225.
- 3. *D. E. Cullen*. The ENDF/B Pre-Processing Codes / IAEA-NDS-39, Rev. 9, November, —1996. URL: https://www-nds.iaea.org/public/endf/prepro/.

Секция 4. АНАЛИЗ И ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РУ

Методическое и аппаратное обеспечение измерений реактивностных характеристик реакторов стендов-прототипов ядерных энергетических установок транспортного назначения

А. В. Ельшин, Д. Н. Жуковский

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор E-mail: elchine@niti.ru

Дано описание аппаратуры вычисления реактивности, использующейся для проведения нейтронно-физических измерений на стендах-прототипах ЯЭУ транспортного назначения. Показано преимущество реактиметров нового поколения ПВР-7, работающих в широком диапазоне изменения мощности реактора и обеспечивающих высокую линейность выходного сигнала, в том числе за счет использования трехуровневого дискриминатора.

Рассмотрены особенности использования методик (классических и усовершенствованных) определения реактивностных нейтронно-физических характеристик реакторов стендов-прототипов ЯЭУ транспортного назначения для подтверждения условий их безопасной эксплуатации и данных проекта. Представлен ряд результатов, полученных в процессе эксплуатации реакторной установки, имеющей секторную компоновку активной зоны, характеризующуюся значительными «перекосами» нейтронного поля, а также реакторной установки нового поколения с активной зоной «уплощенной» геометрии и естественной циркуляцией теплоносителя. Отмечено значительное влияние пространственного эффекта на результаты измерений.

Представлены результаты экспериментального определения эффективности органов регулирования в сравнении с результатами прямого расчета и численного моделирования экспериментов, выполненного с использованием комплекса программ САПФИР ВВР95-RC.

Ключевые слова: реактиметр, нейтронно-физические характеристики, стенд-прототип ЯЭУ, реакторная установка.

Программный комплекс для расчета изотопного состава топлива

М. В. Крячко, С. В. Забродская, М. Ю.Семенов

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

Ю. С. Хомяков

Частное учреждение государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Инновационно-технологический центр проекта «Прорыв», Москва

Одной из важнейших задач при проектировании, эксплуатации ЯЭУ и объектов топливного цикла является обоснование радиационной безопасности на различных этапах обращения с топливом. Важно иметь достоверную информацию о радиационных характеристиках:

- ТВС при эксплуатации реактора для обоснования радиационной безопасности транспортно-технологического тракта ЯЭУ;
- свежего топлива, ОЯТ и РАО для определения требований к технологиям по переработке, рефабрикации, хранении и окончательной изоляции ядерных материалов;
- TBC и OTBC для определения требований к транспортным контейнерам для перевозки свежих и отработавших сборок.

В практике НИР, связанных с топливным циклом ядерных реакторов, часто возникает потребность в проведении множества расчетов изотопного состава ТВС, облучавшихся в различных частях активной зоны реактора. При этом зачастую важно учесть влияние аксиального распределения потока нейтронов на изотопный состав ОЯТ, то есть необходимо разбить каждую ТВС на расчетные области по ее оси. Все это может значительно увеличить количество вариантов расчета, которые необходимо провести.

Также, в целях кроссверификации, возникает потребность проводить расчет этих вариантов по различным программам изотопной кинетики. Все это приводит к необходимости подготовки большого количества расчетных заданий для программ изотопной кинетики, связанных с нейтронно-физическими расчетами, что, вопервых, весьма трудоемкая задача, а во-вторых, увеличивает вероятность ошибок.

Программный комплекс FURCAN разрабатывается в ГНЦ «РФ-ФЭИ» и предназначен для проведения расчетов изотопного состава и радиационных характеристик свежего и облученного ядерного топлива. Целью создания программного комплекса является оптимизация проведения расчетов изотопной кинетики при облучении и выдержке топлива. Оптимизация достигается за счет:

- обеспечения автоматической передачи результатов нейтронно-физического расчета во входные файлы программ расчета изотопной кинетики;
- обеспечение автоматического пакетного расчета изотопной кинетики большого числа зон в многопоточном режиме;
- обеспечение визуального выбора расчетных зон на картограмме модели.

В настоящем докладе представлено описание и структура программного комплекса FURCAN и приведены результаты расчетов изотопного состава образцов топлива, облученных в БН-350.

Расчет радиационных характеристик нетопливных компонентов быстрых реакторов

Э. П. Попов, В. П. Долгих

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

При анализе ядерной и радиационной безопасности действующих и проектируемых реакторов типа БН большое внимание уделяется проблемам, связанным с образованием радиоактивных отходов (PAO), образующихся в процессе их эксплуатации и выводе из эксплуатации.

В данной работе представлено описание подходов в получении радиационных характеристик нетопливных композиций и конструкционных элементов, входящих в состав тепловыделяющих сборок (ТВС) и в состав нетопливных сборок активной зоны. К последним относятся сборки системы управления и защиты (СУЗ) реактора, а также сборки защиты внутриреакторного хранилища.

Радиационные характеристики облучённых конструкционных элементов зависят:

- от величины и спектра нейтронных потоков в месте расположения облучённых конструкционных элементов;
- истории облучения (время облучения, количество интервалов облучения (мк));
- типа сборок (весовых долей элементов и изотопов в сталях конструкционных материалов сборок и в карбиде бора).

Авторами доклада разработан расчетный программный комплекс ACMAR [1] с интерфейсами для передачи данных из нейтронно-физического расчета в программный комплекс (ПК). В ПК есть возможность использовать различные библиотеки с современными данными при расчете радиационных характеристик для любых заданных сборок в картограмме активной зоны. При этом структура сборок по высоте моделируется детально, учитывая состав материалов разных элементов: головки, чехлы, переходники, хвостовики и др. ПК обеспечивает расчет: энерговыделения; активности изотопов; спектров гамма-излучения (15 и 127 групп), а так же определяется категория РАО (класс РАО) материалов сборок и их количества.

Для более детального анализа перечисленные характеристики рассчитываются в зонах по высоте сборки (до 200 зон) и в сумме по всей сборке. Предусмотрена возможность анализа изменения характеристик в процессе хранения для выбранного диапазона выдержек после облучения сборки в реакторе.

Полученные данные необходимы:

- для анализа ядерной и радиационной безопасности;
- определения дозовой нагрузки на персонал при обращении со сборками;
- определения объёмов и классов образующихся РАО при эксплуатации и выводе из эксплуатации реактора БН;
- выработки подходов по обращению с РАО;
- разработки требований к контейнерам для транспортирования и захоронения РАО;
- определения стоимости захоронения РАО и др.

В основу расчета активационных изотопов положены основные ядерные реакции: $Co^{59}(n,\gamma)Co^{60}$, $Ni^{60}(n,p)Co^{60}$, $Fe^{54}(n,p)Mn^{54}$, $Ni^{58}(n,\gamma)Ni^{59}$, $Cr^{50}(n,\gamma)Cr^{51}$, $Fe^{54}(n,\alpha)Cr^{51}$, $Fe^{58}(n,\gamma)Fe^{59}$, $Co^{59}(n,p)Fe^{59}$, $Fe^{54}(n,\gamma)Fe^{55}$, $Ni^{62}(n,\gamma)Ni^{63}$, $Ni^{58}(n,p)Co^{58}$, $Mn^{55}(n,\gamma)Mn^{56}$, $Zr^{92}(n,\gamma)Zr^{93}(Nb^{93m})$, $Nb^{93}(n,\gamma)Nb^{94}$, $Nb^{93}(n,n)Nb^{93m}$ и др. В зависимости от марки стали содержание основных и примесных элементов варьируется. В настоящее время активно ведутся работы направленные на разработку низкоактивируемых перспективных марок сталей. С помощью ACMAR можно оценить вклад радионуклидов, образующихся в результате активационных процессов, в радиационные характеристики PAO и оценить преимущество перспективных сталей.

В настоящем докладе на основе тестовой модели натриевого реактора БН большой мощности на МОКС-топливе [2] проанализированы сборки с наибольшим содержанием железа — ССЗ и СУЗ. Рассматривались два варианта с перспективной сталью ЭК-181 и сталью ЭК-164. Полученные данные необходимы для исследований свойств перспективных сталей с точки зрения радиационной безопасности, выработки подходов по обращению с РАО при эксплуатации и выводе из эксплуатации быстрых реакторов.

Литература

- 1. *Попов Э. П., Забродская С. В., Гришина С. В.* Программа ACMAR расчет радиационных и экологических характеристик конструкционных и нетопливных материалов реактора: Препринт ФЭИ. ФЭИ-3190. Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010.
- 2. Анализ результатов расчета нейтронно-физических характеристик реактора БН-1200 на базе тестовой модели активной зоны / С. Б. Белов, В. Ф. Бояринов, М. Н. Зизин и др. // Сборник докладов конф.: Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Обнинск, 2011. Т. 2. С. 433—442.

Код научного руководителя по расчетному сопровождению экспериментов на реакторе БН-800

Д. А. Клинов, В. Н. Кощеев, П. А. Маслов, И. В. Московченко, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

При работе реактора неизбежны изменения технологических параметров, таких как температура, расходы теплоносителя, уровень мощности, положение стержней СУЗ в активной зоне, состав топлива и т. п., ведущих к изменению характеристик активной зоны, что служит причиной изменения реактивности реактора. Поэтому для анализа поведения реактора необходимо уметь оценивать изменение реактивности, связанное с изменением технологических параметров. К тому же, безопасность эксплуатации ядерных объектов требует обеспечения предельно высокой точности предсказания характеристик реакторных установок на быстрых нейтронах. Очевидно, что для обеспечения всех необходимых требований при эксплуатации реакторной установки необходимо создание комплекса программ, который позволит выполнять полный объем работ, связанных с обработкой, хранением и анализом экспериментальных данных, получаемых в эксплуатационных измерениях на действующих реакторах БН.

Данная работа посвящена созданию комплекса программ по расчетному сопровождению экспериментов на энергетических быстрых реакторах. В докладе представлено описание работы комплекса программ и представлены демонстрационные расчеты эксплуатационных состояний реактора БН-800.

Литература

1. *Перегудов А. А.* Программный комплекс для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: Дисс. ... к. т. н. / АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, 2015.

Оценка влияния неопределенности материального состава топливной композиции на нейтронно-физические характеристики ВТГР с блочной активной зоной

А. В. Гроль, В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», Москва Grol AV@nrcki.ru

В наши дни наряду с разработкой современных конкурентоспособных и безопасных ядерных реакторов, все более важную роль играет анализ неопределенностей и коэффициентов чувствительности параметров безопасности данных реакторов. Целью данной работы является оценка неопределенности коэффициента размножения нейтронов модели топливного блока реактора МНТGR-350 и кинетических параметров упрощенной модели активной зоны реактора МНТGR-350, связанных с технологическими неопределенностями, а именно неопределенностями изотопного состава топливной композиции.

На первом этапе для оценки неопределенностей и коэффициентов чувствительности был использован код SUSA 4.0 (Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses). Анализ основывается на проведении некоторого количества расчетов с помощью кода WIMSD, исходные данные для каждого из которых были подготовлены с учетом неопределенности состава топливной композиции. В качестве расчетной модели использовалась упрощенная модель топливного блока реактора МНТGR-350. Полученные результаты были обработаны статистическими методами для оценки неопределенности коэффициента размножения нейтронов модели, а также макросечений топлива и материалов активной зоны.

На втором этапе оцененные неопределенности макросечений были использованы для оценки влияния неопределенности состава топливной композиции на коэффициент размножения нейтронов, аксиальное и радиальное распределение энерговыделения в полномасштабном реакторном расчете по коду JAR-HTGR.

В результате работы были получены значения стандартных отклонений и коэффициентов чувствительности коэффициента размножения нейтронов упрощенной модели топливного блока. Выбраны параметры, вносящие наибольший вклад в данную величину. Оценено влияние технологических неопределенностей на макросечения и в дальнейшем на кинетические параметры в упрощенной модели активной зоны реактора МНТGR-350.

Данная работа была выполнена в рамках проекта MAГATЭ «HTGR Reactor Physics, Thermal-Hydraulics and Depletion Uncertainty Analysis».

Литература

- 1. Strydom G., Bostelmann F. IAEA Coordinated Research Project on HTGR Physics, Thermal-hydraulics and Depletion Uncertainty Analysis: Prismatic HTGR Benchmark Definition: Phase I. INL/ EXT-15-34868, Revision 1, September, 2015.
- 2. *Boyarinov V. F.* Investigation of Some Models and Approximations Applied at Calculation of GT-MHR Fuel Assemblies / Proceeding of International Conference M&C, Gatlinburg, Tennessee, USA, April 6-11, 2003.
- 3. M. Kloos. SUSA Version 4.0. User's Guide and Tutorial. GRS-P-5, Rev.1. January 2015.

Согласованный подход к моделированию выгорания топлива при облучении и молекулярно-селективных процессов в разделительном каскаде для оценки перспектив раздельного рецикла регенерированного урана в легководном реакторе

В. Ю. Бландинский, А. В. Гроль, А. А. Дудников, В. А. Невиница, П.А. Фомиченко Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ КИ), Москва

А. Ю. Смирнов, Г. А. Сулаберидзе

Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ (НИЯУ МИФИ), Москва

Настоящая работа посвящена применению согласованного подхода к моделированию нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора и процессов молекулярно-селективного переноса компонентов в разделительном каскаде в последовательности многократных рециклов регенерированного урана из ОЯТ ВВЭР-1000. Выполнено сравнение эффективности двух каскадных схем, предназначенных для дообогащения регенерата урана: с двумя потоками питания (природный уран и регенерат, регенерат вводится в промежуточное сечение каскада) и тремя (природный уран, регенерат и обедненный уран). Показано, что схема дообогащения регенерата с тремя потоками питания обеспечивает не менее чем 50 % экономию природного урана в ходе четырех последовательных рециклов регенерированного урана при ограничении на содержание ²³²U не более 5,0·10⁻⁷ U вес. %.

Ключевые слова: регенерированный уран, разделительный каскад, гексафторид урана, выгорание, обогащение, обедненный уран, работа разделения, ОЯТ, ТВС, регенерат, каскадная схема.

Литература

- 1. *Matveev L.V.*, *Center E.M.* Uranus-232 and its influence on radiating conditions in a nuclear fuel cycle. Moscow: Energoizdat. 1985. —72 p.
- 2. Radiating aspects of use of the recycled uranium on JSC «MSZ» by manufacture of nuclear fuel / A.I. Kislov, A.A. Titov, A.M. Dmitriev, A.E. Sintsov // Nuclear and Radiating Safety. 2012, special issue.
- 3. Bernhardt H.A., Davis Jr.W., Shiflett C.H. Radiation Effects of Alpha Particles on Uranium Hexafluoride / The International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, 1958.
- 4. Complex Approach to Study Physical Features of Uranium Multiple Recycling in Light Water Reactors / A.A. Dudnikov, V.A. Nevinitsa, A.V. Chibinyaev et al. // Proceeding of International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Vienna, Austria, 31 May 4 June 2010 (on CD-ROM). IAEA-CN-178/12-02.
- 5. Sulaberidze G.A., Borisevich V.D., Xie Quanxin. Quasi-ideal cascades with an additional flow for separation of multicomponent isotope mixtures // Theoretical Foundations of Chemical Engineering. 2006. Vol. 40. No.1. Pp. 5—14.
- 6. *Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A.* Enrichment of Regenerated Uranium with Simultaneous Dilution of U232-236 by Raw and Waste Uranium // Atomic Energy. November 2014. 117(1):44—51, DOI: 10.1007/s10512-014-9886-0.

Концепция блочного расплавносолевого реактора. Нейтронно-физические и теплогидравлические особенности

М. Н. Белоногов, И. А.Волков, Н. Д. Дырда, В. А. Симоненко

ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

В работе представлена концепция блочного расплавносолевого реактора с разделением функций производства и передачи энергии. Установка состоит из нескольких блоков, работающих в параллельном режиме. Каждый блок — замкнутый цилиндрический сосуд, заполненный топливной солью. Тепло снимается посредством прокачки соли-теплоносителя через трубки, установленные внутри объема. При такой организации теплосъема полностью исключается потеря запаздывающих нейтронов, связанная с движением топливной соли, и упрощается организация системы управления и защиты. Конфигурация блока с неподвижной топливной солью позволяет сократить количество контуров до двух.

Установка снабжена подвижными защитными экранами, необходимыми для изолирования блока с целью планового обслуживания, проведения ремонтных работ, либо его замены без остановки реактора. Мощность установки пропорциональна количеству блоков. Это позволяет в широких пределах варьировать полную мощность, что особенно актуально для труднодоступных северных регионов.

Зачастую решение задачи оптимизации компоновки и геометрии активной зоны связано с проведением большого количества многовариантных расчетов. Поэтому была реализована «динамическая» согласованная нейтронно-физическая и теплогидравлическая расчетная модель блока реактора с управляющими параметрами, которая позволила упростить построение геометрии блока и варьировать детализацию расчетной сетки. Разработан и внедрен в модель алгоритм движения органов системы управления и защиты. В работе приведены предварительные нейтроннофизические и теплогидравлические результаты расчета, включающие основные нейтронно-физические характеристики блока реактора, эволюцию нуклидного состава, поля температур и скоростей.

Анализ информативности экспериментов на БФС в задаче оценки точности расчетов бенчмарка NEA/OECD по ядерной безопасности

О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Н. К. Березюк, Г. Н. Мантуров

AO «Государственный научный центр Российской Федерации— Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» (АО "ГНЦ РФ-ФЭИ"), Обнинск E-mail: yugolovko@ippe.ru, mant@ippe.ru

К настоящему моменту накоплено множество интегральных экспериментов, систематизированных и собранных в специализированные международные и национальные базы данных, таких как DICE [1], ИНДЕКС [2] и др. Результаты интегральных экспериментов используются для оценки и повышения точности расчетных предсказания проектируемых реакторных и внереакторных систем, планирования новых экспериментов, оценки эффективности экспериментальных программ и пр. Выполненные и оцененные ранее эксперименты составляют основу справочников и баз рекомендованных оцененных экспериментальных нейтронно-физических данных для обоснования реакторов различных типов. В РФ работы по этому направлению ведутся Центром интегральных экспериментов и реакторных констант, созданном при лаборатории «Анализа интегральных экспериментов и усовершенствования систем групповых констант» в отделении ядерных реакторов и топливного цикла АО «ГНЦ РФ-ФЭИ».

В связи с огромным объемом накопленных данных, при возрастании стоимости новых экспериментов остро встает вопрос об оценке информативности и эффективности выполненных раннее экспериментов, а также их наиболее рациональном использовании для оценки и повышения точности расчетных предсказаний реакторных характеристик проектируемых систем. Решение данных задач позволяет извлекать дополнительную информацию из совокупного анализа экспериментальных данных, избежать «дублирования» при планировании новых экспериментов, содействовать повышению их информативности, при этом избегать не оправданного завышения требований к точностям измерений и целевым точностям проектных характеристик, т. е. наиболее полным образом использовать накопленный ранее опыт. Для решения этих задач требуется адаптация методик оценки информативности и подобия интегральных экспериментов, ранее представлявших теоретический интерес, но востребованных в настоящее время для различных реакторных приложений, например, в качестве основы при обосновании этапов предпланирования экспериментов и постоценочного анализа их эффективности [3–5].

В работе критически анализируются и сопоставляются подходы и инструменты оценки информативности и подобия интегральных экспериментов (мера Шеннона, агрегированные метрики, качественный анализ и др.) и предлагаются альтернативные индексы информативности экспериментов. Проиллюстрированы характерные тенденции, связанные с процедурой оценки точности расчета нейтроннофизических характеристик, на основе данных выполненных ранее экспериментов (наличие подобных экспериментов, эффект убывающей предельной информативности, достижимость целевой точности и др.). Результаты оценки информативности

интегральных экспериментов на БФС продемонстрированы на серии тестов NEA/OECD по ядерной безопасности (15 тестов критических конфигураций с различными уран-плутониевыми топливными композициями). Выполненные оценки демонстрируют высокую информативность ранее выполненных экспериментов на БФС, а также работоспособность соответствующего программного и методического инструментария, их эффективность для решения сопряженных задач, связанных с повышением точности расчетных предсказаний нейтронно-физических характеристик реакторных систем.

Ключевые слова: интегральные эксперименты, БФС, оценка точности, тест OECD/NEA, информативность, метод максимального правдоподобия

- Ali Nouri, J. Blair Briggs, T. Ivanova, Pierre Nagel. DICE: Database for the International Criticality safety benchmark evaluation program Handbook // Nucl. Sci. Eng. — 2004, Sep. — 145.
- 2. *Мантуров* Γ . *Н*. Система программ и архивов ИНДЭКС // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. 1984. Вып. 5 (89). С. 20.
- 3. *Головко Ю. Е., Кощеев В. Н., Мантуров Г. Н. и др.* Применение метода наименьших квадратов для оценки константной погрешности расчетов критичности систем с плутонием // Ядерная физика и инжиниринг. Безопасность ядерных реакторов. 2014. Т. 5. № 4. С. 293—303.
- 4. *Головко Ю. Е.* Применение метода неопределенных множителей Лагранжа в анализе на непротиворечивость экспериментов с высокообогащенным ураном // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012. № 3. С. 5—17.
- 5. Головко Ю.Е., Рожихин Е.В., Цибуля А.М. и др. Выбор согласованного набора критических экспериментов из ICSBEP Handbook и оценка точности расчетного предсказания критичности // Международная конференция по ядерной безопасности (ICNC'07). Санкт-Петербург, 28 мая 1 июня 2007.

Секция 5. НЕЙТРОННАЯ КИНЕТИКА И НЕСТАЦИОНАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ

Расчетное моделирование измерений большой реактивности

В. И. Куликов

Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон»—«ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Рассматривается задача о расчетном моделировании измерения эффективности аварийной защиты методом сброса в реакторе типа ВВЭР. Эффективность аварийной защиты является большой реактивностью, т. е. намного превышает величину эффективной доли запаздывающих нейтронов — $\beta_{3\phi}$. Определения измеренной и рассчитанной реактивности для реакторов типа ВВЭР приводятся в документе [1], метод сброса описывается в монографии [2]. Подход, который используется в докладе, аналогичен подходу, который использовался в работе [3]. Основным предположением является квазистационарное рассмотрение задачи, а именно, считается, что рассматриваемая система изменяется со временем в результате изменения предшественников запаздывающих нейтронов (з.н.) и движения органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Реактивность в реакторе ВВЭР измеряется с помощью расположенных вне активной зоны ионизационных камер (ИК), сигнал которых обрабатывается реактиметром по формуле обратного решения уравнения кинетики (ОРУК). Измерения происходят на минимальном контролируемом уровне мощности (МКУ), при этом фиксируется так же ток ИК. Сброс ОР СУЗ производится из (около) критического состояния.

Прямую задачу можно записать в виде (1) и (2) с учетом (3):

$$(\chi F)\varphi - M\varphi + q = 0, \qquad (1)$$

$$-M\varphi + Q = 0, \qquad (2)$$

$$Q = (\chi F) \varphi + q \,. \tag{3}$$

В уравнение переноса (1) входят операторы источника деления (χF), сумма операторов переноса и рассеяния M и источник q. Через ϕ обозначен поток нейтронов. Поток нейтронов ϕ может зависеть от всех переменных, т. е. пространственной энергетической и угловой.

Запишем две сопряженные задачи:

$$\frac{1}{k_{2\Phi}} (\chi F)^+ \varphi_k^{\ +} - M^+ \varphi_k^{\ +} = 0, \qquad (4)$$

$$-M^+ \varphi_1^{\ +} = \Sigma \,. \tag{5}$$

Уравнение (4) является сопряженным однородным уравнением. Неоднородное сопряженное уравнение (5) является сопряженным к уравнению (2).

Определим источник з. н.:

$$q = \sum_{i=1}^{N} \lambda_i c_i \ . \tag{6}$$

Тогда:

$$\rho_k = 1 - \frac{1}{k_{2\phi}} = \beta_{2\phi} - \frac{\left(\varphi_k^+, q\right)}{\left(\varphi_k^+, (\chi F)\varphi\right)}.$$
 (7)

Из (2) и (9) следует:

$$I = (\Sigma, \varphi) = (\varphi_1^+, Q)$$
. (8)

Круглые скобки обозначают скалярное произведение, причем первое скалярное произведение считается определением тока ИК, І.

Возьмем отношение двух реактивностей в момент достижения ОР СУЗ нижней точки сброса к моменту начала сброса, когда она равна $\beta_{9\varphi}$. На самом деле оно не зависит от времени.

$$\frac{\rho_k}{\beta_{9\phi}} - 1 = \frac{(\phi_k^+, q)}{(\phi_{k,0}^+, q_0)} \frac{(\phi_{k,0}^+, (\chi F)_0 \phi)}{(\phi_k^+, (\chi F) \phi)}.$$
 (9)

В формуле (9) индекс 0 относится к началу сброса.

В докладе проводится анализ формулы (9) с учетом формулы (8). При некоторых дополнительных предположениях из анализа следуют полезные выводы для оценки составляющих ρ_k , оценки погрешности, соотношения погрешности измерения и расчета.

- 1. Положение о рекомендациях по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок с ВВЭР (РБ-074-12).
- 2. *Казанский Ю. А., Матусевич Е. С.* Экспериментальная физика реакторов. М.: Энергоатомиздат. 1994.
- 3. *Дулин В. А.* Об определении эффективного коэффициента размножения методом статистического источника // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2002 № 1 С. 28—32.

Методика аналитической оценки стационарного состояния после снижения расхода теплоносителя в быстрых реакторах

В. Ю. Стогов, И. В. Бурьевский, Г. А. Кунцьо

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

Разработанная методика оценки при авариях в быстрых реакторах позволяет: быстро оценить стационарное состояние реактора после снижения расхода теплоносителя (аварии типа ULOF)для выбора варианта исходного состояния для проведения расчетов по интегральным кодам; сравнивать близкие варианты конструкции реактора; сопоставлять различные типы реакторов. Методика основана на подходе, изложенном в [1].

Если ограничиться учётом только Доплер-эффекта в топливе в расчете реактивности, то получаем следующие соотношения для определения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны $t_{\text{вых}}$ после снижения расхода в аварии (1) и значение выходной температуры $t_{\text{вых,max}}$ (2), к которому стремится этот параметр при снижении расхода в аварии до нуля:

$$t_{\text{BbIX}} = t_{\text{BX}} + \frac{2(t_{\text{BbIX }0} - t_{\text{BX}})(\overline{T} - t_{\text{BX}})}{G(2\overline{T} - t_{\text{BX}} - t_{\text{BbIX }0}) - (t_{\text{BX}} - t_{\text{BbIX }0})},$$
(1)

$$t_{\text{RMX max}} = 2\overline{T} - t_{\text{RX}}, \qquad (2)$$

где \overline{T} — средняя температура топлива; $t_{\text{вых 0}}$, $t_{\text{вых }}$ — температура теплоносителя на выходе из активной зоны в исходном и конечном состоянии (после снижения расхода); $t_{\text{вх}}$ — зафиксированная температура теплоносителя на входе в активную зону; G — относительный расход теплоносителя в конечном состоянии.

Если учесть Доплер-эффект в топливе и расширение материалов в расчете реактивности, то выше описанные выражения (1) и (2) приобретают вид соответственно выражения (3) и (4)

$$t_{\text{BbIX}} = t_{\text{BX}} + \frac{\left(t_{\text{BbIX }0} - t_{\text{BX}}\right)\left(2T - (2 + R)t_{\text{BX}} + Rt_{\text{BbIX }0}\right)}{G\left(2\overline{T} - t_{\text{BX}} - t_{\text{BbIX }0}\right) - (1 + R)\left(t_{\text{BX}} - t_{\text{BbIX }0}\right)},\tag{3}$$

$$t_{\text{BMX. max}} = \frac{2\overline{T} - t_{\text{BX}} + Rt_{\text{BMX 0}}}{1 - R},$$
 (4)

где R — отношение коэффициента реактивности от расширений материалов к Доплеровскому коэффициенту реактивности.

Проведено оценочное сравнение температуры теплоносителя на выходе активной зоны в аварии с понижением расхода теплоносителя, выполненных по этой ме-

тодике для различных вариантов быстрых реакторов, приведенных в открытой литературе [2, 3].

Литература

- 1 *Кузнецов И. А., Поплавский В. М.* Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. / Под общ. ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. М.: ИздАт, 2012. 632 с.
- 2 S. F. Shepelev, B. A. Vasilev, A. V. Vasyaev et al. Development of the new generation power unit with the BN-1200 reactor // FR-17 Conference. Ekaterinburg, Russia, 2017. IAEA-CN245-402.
- 3 *Беззубцев В. С., Емельянов В. С., Адамов Е. О. и др.* Инновационный проект АЭС е реактором БРЕСТ с пристанционным топливным циклом // Труды II научной конференции Минатома Росии «Атомная энергетика. Состояние и перспективы». Москва, 5 июля 2002 г. С. 85.

Тестовые задачи для верификации нестационарных программных комплексов

В. Д. Давиденко, М. В. Иоаннисиан

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

В докладе представлено описание тестовых задач, разработанных для верификации программных комплексов ориентированных на моделирование кинетических процессов протекающих в водо-водяных реакторах. Геометрия расчетной области представляет собой бесконечную в плане решетку твэлов близкую к критической с размерами, характерными для реактора ВВЭР-1000 с граничным условием «вакуум» на торцах. Возмущение в систему вносится за счет мгновенного ввода или вывода поглотителя (В¹⁰) в теплоноситель на половину высоты активной зоны. Рассматриваются задачи с вводом положительной, отрицательной и «нулевой» реактивностью.

Представленные задачи достаточно прозрачны как по геометрии расчетной области, так и по описанию материального состава и нестационарных процессов, «удобны» для использования как диффузионного, так и транспортного приближения и позволяют проводить расчеты, как с учетом гетерогенности, так и с помощью пространственной гомогенизации.

Приведены результаты расчетов по программам, использующим метод Монте-Карло, как для прямого моделирования (программа КИР), так и для моделирования методом многоточечной кинетики (программа MRNK).

Результаты расчетов по программам, в которых кинетические процессы моделируются с использованием метода Монте-Карло, могут служить реперными для верификации программ, использующих различные приближенные методы решения нестационарного уравнения переноса.

Ключевые слова: кинетика, расчет, многоточечная кинетика, прямой метод Монте-Карло, ядерный реактор, ВВЭР-1000, тестовые задачи.

Решение сопряженного нестационарного уравнения переноса и вероятность

А. И. Попыкин

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

Линейная задача переноса нейтронов для плотности нейтронов записывается следующим образом:

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

$$n(0)=n^0$$
. (2)

Оператор переноса нейтронов L определяется в [1], $K=K_{i,s}+K_f$ — сумма операторов рассеяния и (источника) деления. Операторы $K_{i,s}$ и K_f также определяются в [1].

Запишем спектральную задачу, для оператора Л:

$$\Lambda n^0 = \lambda n^0. \tag{3}$$

Спектральная задача (3) рассматривается в лебеговых пространствах функций L^p_D , $1 \le p \le \infty$. 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 [1].

Задача (1), (2) рассматривается как абстрактное дифференциальное уравнение в пространствах L_D^p . В [1], в частности, установлены следующие свойства задач (1), (2) и (3). Спектральная задача (3) обладает действительным простым собственным значением β , которое по модулю больше остальных собственных значений и которому отвечает единственная положительная собственная функция n_0^0 . Оператор Λ является порождающим оператором полугруппы T(t) для которого справедливо операторное уравнение:

$$\frac{dT}{dt} = \Lambda T(t) \tag{4}.$$

T(t) так же обладает ведущим собственным значением $e^{\beta t}$, которому отвечает та же собственная функция n_0^0 . Такими же свойствами обладает сопряженный оператор Λ^+ и соответствующая полугруппа $T^+(t)$.

Из перечисленных выше свойств операторов Λ и T(t) и некоторых дополнительных условий, выполнение которых можно показать [2], вытекает, что (4) является сопряженным уравнением Колмогорова. Прямое же уравнение Колмогорова является сопряженным уравнением к уравнению (4), а решение сопряженной к (1), (2) задачи является плотностью вероятности некоторого стохастического марковского

процесса. Таким образом, выводы теории [1] переносятся на некоторые случайные процессы.

Отметим, что более сильные свойства процесса переноса нейтронов, аналогичные приведенным выше, установлены в [3] для диффузионного многогруппового приближения, поэтому сделанные выводы справедливы и для него.

Литература

- 1. *С. Б. Шихов*. Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ. М.: Атомиздат, 1972.
- 2. *М. Лоэв*. Теория вероятностей. Изд-во «Иностранная литература», 1962.
- 3. *В. М. Новиков, С. Б. Шихов.* Теория параметрического воздействия на перенос нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1982.

Расчётно-экспериментальное обоснование ядерной безопасности растворного реактора «АРГУС»

Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, О. В. Давиденко, А. А. Ковалишин, М. Н. Лалетин, С. В. Мясников, А. К. Павлов, В. А. Павшук, Н. В. Петрунин

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Описываются исследовательский растворный реактор «Аргус» и основные принципы расчётно-экспериментального обоснования его безопасности. Приводится методика экспериментального обоснования безопасности с использованием результатов разгонных экспериментов на ИИР «Гидра» и экспериментов с потерей теплоносителя первого контура системы охлаждения на ИР «Аргус».

Также приводится методика проведения в соответствии с требованиями нормативных документов расчетного обоснования безопасности с использованием вычислительного комплекса ДАРЕУС, предназначенного для моделирования динамических процессов, протекающих в активных зонах исследовательских растворных реакторов.

Для расчётов необходимых кинетических параметров в комплексе используется реализующая метод Монте-Карло программа КИР. Приведены результаты расчётов некоторых тестовых и «аварийных» вариантов.

Ключевые слова: расчёт, динамика, кинетика, растворный реактор, обоснование безопасности, метод Монте-Карло.

Эффекты гетерогенности при моделировании натриевого пустотного эффекта реактивности на стендах БФС

Ю. А. Казанский, Г. В. Карпович ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Обнинск

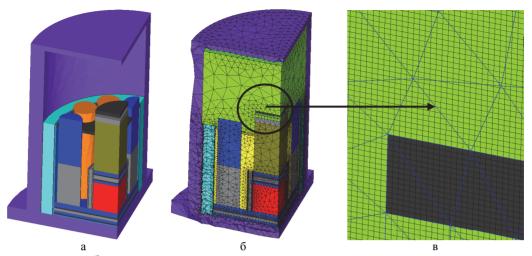
Доклад посвящен рассмотрению влияния гетерогенного размещения материалов на натриевый пустотный эффект реактивности для активной зоны натриевого реактора на быстрых нейтронах, смоделированной на стендах БФС. Представлены результаты Монте-Карло моделирования ТВС БН-1200 и эквивалентной ей ячейки стенда БФС. Полученные результаты демонстрируют зависимость натриевого пустотного коэффициента реактивности от гетерогенных эффектов на стенде БФС. Необходимо провести дополнительные расчеты и анализ возможного сокращения погрешности, вносимой блочковой структурой ячейки БФС. В частности, провести поиск способов построения ячеек БФС таким образом, чтобы нивелировать эффекты гетерогенности и полученные результаты экспериментов на БФС можно было использовать для обоснования безопасности моделируемых активных зон.

Секция б. ЧИСЛЕННЫЕ МЕТОДЫ, АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Коррекция отрицательных потоков в решении задач с использованием тетраэдральных сеток и конечно-элементной LD-схемы

А. А. Николаев, Д. В. Дмитриев ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В известных на сегодняшний день программах, реализующих LD-схемы для тетраэдральных сеток (ATTILA, AETIUS, ODETTA), проблему появления отрицательных потоков при решении предлагается (при необходимости) решать измельчением ячеек. Опыт применения LD-схемы, реализованной в PMSNSYS-II [1], показал, что это не всегда удобоприемлемо. В докладе рассматриваются попытки решения этого вопроса на основе метода коррекции [2], распространенного в работе на случай тетраэдров. В таблице 1 представлен пример расчета по LD-схеме специально разработанной модельной задачи типа [3] на тетраэдральной сетке (0,1 млн ячеек) в сравнении с результатом расчета (принятого за эталон) на подробной X-Y-Z сетке (91,9 млн ячеек) по DD0-схеме. Модельная задача (R=400 см, H=730 см) представляет собой моноблок реакторный с внешней радиационной защитой и включает 11 материалов — топливо, свинец-висмут, сталь, карбид бора, вода, бетон, воздух и их сочетания. Многогрупповые расчеты выполнены в S₁₂P₃-приближении. В отсутствие коррекции ускорение сходимости оказалось неэффективным, а отличия от эталона в ряде областей — значительным.



a – модель, б – тетраэдральная аппроксимация, в – сравнение размеров ячеек двух сеток

Рис. 1. Расчетная модель

Таблица 1. Результаты расчетов тетраэдральной сетки (сравнение с эталоном, сходимость итераций)

Коррекция отрицательных угловых		Среднегрупповая сумма модулей отклонений от «1.0» отношений эталона к расчету на тетраэдральной сетке в среднем по материалу (цвет материала на рис. 1)						Количество внутренних итераций
пото- ков	источ- ников	топливо (красный)	В ₄ С (желтый)	испаритель (оранжевый)	вода (голубой)	бетон (сиреневый)	воздух (зеленый)	на первой внешней
нет	нет	0,07	1,08	3,35	0,25	0,01	0,26	2403*
нет	да	0,04	0,18	0,28	0,19	0,14	0,43	1386*
да [2]	нет	0,03	0,06	0,20	0,14	0,01	0,24	1173*
да [2]	да	0,03	0,05	0,20	0,14	0,01	0,24	423*
								2364**
* ускор	* ускорение сходимости внутренних итераций на основе РСК-метода, ** без ускорения сходимости							

- 1 *Николаев А. А.* Совершенствование геометрических опций S_N -кода PMSNSYS-II. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2017. Вып. 1. С. 143—147.
- 2. $Hamilton\ S$. Negative flux fixups in discontinous finite element S_N transport / S. Hamilton, M. Benzi, J. Warsa // International Conference on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics (M&C 2009). May 3-7, 2009. CD-ROM.
- 3. *Афанасьев, П. Б.* Реакторная установка СВБР-100. Сквозной расчет «РЕАКТОР + ЗАЩИТА» реактора СВБР-100 / П. Б. Афанасьев, А. В. Дедуль, В. В. Кальченко, А. В. Воронков, Е. П. Сычугова // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. 2009. № 24. С. 7—12.

Новые расчётные методики, используемые в комплексе ММК-РФ

Г. М. Жердев, М. Н. Николаев

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск E-mail: jerdev@ippe.ru, bnab@ippe.ru

Доклад посвящён описанию использованных в комплексе ММК-РФ методик, позволяющих решить часть задач нейтронно-физического расчёта комплекса.

- 1. Описываются процедуры так называемой внешней регистрации, суть которой заключается в том, что расчёт линейных функционалов потока нейтронов производится независимо от модуля геометрии основной транспортной задачи на основе вводимых снаружи областей регистрации и траекторий нейтронов главной задачи. Регистрация производится «по пробегам» [1]. Перечисляются функционалы, расчёт которых в настоящей редакции программы реализован. Представлены результаты тестовых расчётов и расчётов реальной геометрии, в частности распределения скоростей реакций деления на экспериментальных сборках.
- 2. Даётся описание способа решения задачи распространения гамма-квантов, порождаемых в нейтронных реакциях. Указываются реакции, приводящие к возникновению гамма-квантов и ссылки на соответствующие библиотеки БНАБ [1]. Указываются реакции взаимодействия гамма-квантов с веществом, учитываемые в настоящей редакции программы, функционалы, регистрируемые в данной задаче. Описываются результаты тестировки и сравнения на существующих, в том числе международных, тестах.
- 3. В следующей части рассказывается об оригинальной методике расчёта эффективной доли запаздывающих нейтронов, позволяющей путём использования траекторий нейтронов деления рассчитать эффективные величины долей запаздывающих нейтронов по восьми группам предшественников. При этом величина погрешности может быть снижена до величины, соответствующей расчёту эффективного коэффициента размножения. Описывается методика расчёта среднего времени жизни нейтрона с учётом ценности по отношению к нейтрону деления. Представлены результаты сравнения рассчитанных величин в тестовых задачах с аналогичными результатами, полученными по другим программам.
- 4. Описывается методика объединения нескольких изотопов в один макронуклид-элемент с учётом вводимой зависимости среднего атомного веса от энергии.

Развитие этого подхода совместно с известной идеологией «кумулятивного продукта деления» позволит корректно учитывать изменение сечений при выгорании в задачах расчёта изотопной кинетики при погружении комплекса ММК-РФ в систему СКАЛА [3, 4].

Кроме того, указанные подходы позволяют совместно с известной идеологией «кумулятивного продукта деления» корректно учитывать изменение сечений при выгорании в задачах расчёта изотопной кинетики [5].

Отмечается, что погружение ММК-РФ в систему СКАЛА позволяет реализовать расчёт изотопной кинетики, выгорания индикаторов, расчёт спектра радиоактивных излучений, повреждающих доз и других характеристик, расчёт которых пре-

дусмотрен в системе СКАЛА, но на базе современной системы константного обеспечения РОСФОНД [6].

И в заключение рассказывается о методике оперативного вычисления подгрупповых данных для скоростного расчёта и его применения в константном блоке РОКОКО [7, 8] вычислительного комплекса ММК $_{
m P}$ Ф.

В существующей версии ММК-РФ несколько изменен способ определения подгрупповых параметров. Было выявлено, что в области неразрешенных резонансов факторы самоэкранировки при любом сечении разбавления во всех случаях могут быть с приемлемой точностью параметризованы с помощью всего двух подгрупп. Поэтому был разработан и стал применяться в области неразрешенных резонансов упрощённый (по сравнению с ранее использовавшимся универсальным алгоритмом [9]) алгоритм, в котором двухподгрупповые параметры определяются из условия охранения факторов самоэкранировки по нулевой и первой гармонике потока при нулевом сечении разбавления. Проверяется применимость этого алгоритма и в группах, лежащих ниже границы неразрешенных резонансов, с использованием минимального из всех зон сечения разбавления. Если при этом не удается добиться заданной точности восстановления факторов самоэкранировки, применяется упомянутый универсальный алгоритм, позволяющий получить параметры нужного числа подгрупповых параметров. Принятая комбинация алгоритмов позволила в несколько раз сократить время подготовки констант.

Данная методика была использована в РОКОКО и показала работоспособность во всех практически возможных случаях. При этом расчёты производятся моментально без значительного количества итераций и затрат времени.

Ключевые слова: Метод Монте-Карло, нейтронно-физические расчёты, подгрупповые параметры, комплекс программ, нейтронный поток, нейтронные константы, библиотеки нейтронных данных, подгруппы, факторы самоэкранировки, спектр нейтронов, время жизни нейтрона.

- 1. *Коробейников В. В.* Метод Монте-Карло в задачах физики реакторов и защиты: Учебное пособие ОИАТЭ. Обнинск, ОИАТЭ, 1994.
- 2 *Мантуров Г. Н., Николаев М. Н., Цибуля А. М. С*истема групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. // ВАНТ, Серия: Ядерные константы». 1996. Вып. 1. С. 59.
- 3. Жердев Г. М., Николаев М. Н., Цибуля А. М. и др. СКАЛА Система Компьютерного Анализа для Лицензирования ядерной и радиационной безопасности на предприятиях Атомной промышленности / Центр организации экспертиз программ НТС ЯРБ. Часть 2. Вычислительные программы. Инв. ОФАП № 3811, 2003; Часть 3. Инструкция пользователя. Инв. ОФАП № 3809, 2003.
- 4. Zherdev G. M. SKALA The computing system for an estimation of nuclear and radiation safety // Proc. Int. Conf. "M&C 2005". Avignon, France, September 12—15, 2005. CD-ROM, sect. 315.
- 5. Жердев Г.М. Расчёт изотопной кинетики и источника радиоактивных излучений в системе программ и библиотек СКАЛА/БНАБ // Сб. тез. 10-й юбилейной Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядер-

- ных технологиях».— Москва Обнинск, 22—25 сентября, 2015. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», 2015. С. 16—17 (дополнение).
- 6. Забродская С. В., Игнатюк А. В., Кощеев В. Н., Манохин В. Н., Николаев М. Н., Проняев В. Г. РОСФОНД российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // ВАНТ, Серия: Ядерные константы». 2007. Вып. 1—2. С. 3—21.
- 7. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ, ROCOCO / Кислицина Т. С., Николаев М. Н. Свидетельство № 2016612400 от 26 февраля 2016 г.
- 8. *Жердев Г. М., Кислицына Т. С., Николаев М. Н.* РОКОКО система константного обеспечения расчёта реакторов методом Монте-Карло // Известия вузов. Ядерная энергетика (в печати).
- 9. Жемчугов E. B. URL: http://jini-zh.org/tmp/subgroups/

Сеточные алгоритмы решения многогруппового уравнения переноса нейтронов на неструктурированных сетках. Программа РадугаТ

О. В. Николаева, Л. П. Басс, С. А. Гайфулин

Институт прикладной математики им. М. В. Келдыша РАН, Москва

Программа РадугаТ предназначена для решения краевых задач для многогруппового уравнения переноса нейтронов в трехмерных областях на неструктурированных сетках с использованием параллельных вычислений.

В докладе приводятся результаты развития включенных в программу РадугаТ алгоритмов. Представлены результаты решения тестовых задач.

Обработка и визуализация данных в комплексе ММК-РФ

Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

В последнее время растет потребность в специализированных процессинговых программных комплексах для пред- и постобработки результатов нейтроннофизических расчетов, позволяющих в числе прочего также визуализировать как входные данные, так и результаты расчетов. Особенно остро потребность в подобного рода инструментах ощущается в задачах оценки точности и погрешности расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов, а также при верификации и валидации расчетных кодов и комплексов программ [1].

В том случае, если расчетчиком используются расчетные коды, позволяющие вести нейтронно-физические расчеты с максимально детальным описанием геометрии и составов, с детальным слежением за энергией нейтрона (например, на основе методов Монте-Карло), то визуализация как входных данных, так и результатов расчёта (рассчитываемых функционалов) становится не только дополнением к расчетному коду, но и необходимым инструментом для корректной подготовки расчетного задания, проведения расчетов и анализа получаемых результатов.

В работе приводится описание программного модуля — визуализатора, работающего с комплексом ММК-РФ [2—4], позволяющего представить в графическом интерактивном виде геометрическую конфигурацию, материальные составы, размещение измерительной аппаратуры и пр. особенности расчетной модели. Данный модуль позволяет визуализировать и выполнять постобработку рассчитываемых нейтронно-физических функционалов, таких как, энерговыделение (включая энерговыделение от гаммы-квантов), нейтронный поток, поток гамма-квантов, температуру для заданных пользователем материальных зон.

Созданный программный модуль упрощает процедуру создания новых расчетных заданий, позволяет выполнять проверку их на корректность, предоставляет возможность использовать как разработчику расчетных заданий, так и расчётчику функциональные возможности комплекса ММК-РФ в наиболее удобной и дружественной манере.

Ключевые слова: нейтронно-физические расчеты, метод Монте-Карло, визуализация, ММК-РФ, процессинговые коды.

- 1. *Жердев Г.М.* SKALA The computing system for an estimation of nuclear and radiation safety // Proc. Int. Conf. «M&C 2005». Avignon, France, September 12-15, 2005. CD-ROM, sect. 315.
- 2. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ, ROCOCO / Кислицина Т.С., Николаев М. Н. Свидетельство № 2016612400 от 26 февраля 2016 г.
- 3. *Жердев Г.М., Кислицына Т.С., Николаев М.Н.* РОКОКО система константного обеспечения расчёта реакторов методом Монте-Карло // Известия вузов. Ядерная энергетика (в печати).

4. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ, ММККЕNO / Блыскавка А. А., Коробейников В. В., Кощеев В. Н. и др. — Свидетельство № 2014610575 от 15 января 2014 г.

Верификация потвэльной модели программы САПФИР_95&RC_ВВЭР при моделировании выгорания загрузок энергоблоков ВВЭР

В. Г. Артемов, А. Н. Кузнецов

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

В программном средстве (ПС) САПФИР_95&RC_ВВЭР реализованы два метода расчета потвэльного энерговыделения — метод суперпозиции микро- и макропотока [1] и комбинированный «мелкосеточный» метод (КММ), в котором шаг решетки расчетной сетки в плане активной зоны совпадает с шагом размещения твэлов в ТВС [2]. Для каждого метода готовится свой набор малогрупповых диффузионных констант для ячеек, входящих в загрузку реактора.

Расчет потвэльного энерговыделения комбинированным мелкосеточным методом проводится в несколько этапов. На подготовительном этапе формируются бинарные архивы с записью потвэльных распределений температуры топлива и плотности теплоносителя, распределений выгорания, полученных на основе расчета методом суперпозиции, которые используются как входные параметры на этапе расчета потвэльного энерговыделения комбинированным мелкосеточным методом.

Одним из этапов работ по верификации расчетной модели КММ является верификация ПС САПФИР_95&RC_ВВЭР на экспериментальных данных, полученных в процессе эксплуатации реальных энергоблоков.

В докладе изложена схема подготовки расчетной модели для мелкосеточного расчета энерговыделения и выгорания, реализованная в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР и представлены, в качестве примера, результаты моделирования выгорания загрузки ВВЭР-1000. Результаты моделирования энерговыделеления и критической концентрации борной кислоты сравниваются с результатами измерений, полученными в процессе эксплуатации энергоблока.

Ключевые слова: комплекс программ *САПФИР_95&RC_ВВЭР*, потвэльное энерговыделение, потвэльное выгорание, «мелкосеточный» расчет.

Литература

1. Создание комплекса программ для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР. Технология и системы обеспечения жизненного цикла ядерных установок / Артёмов В. Г., Артёмова Л. М., Ельшин А. В. и др. // Сб. научных трудов НИТИ им. Александрова. — С.-Пб.: «Менделеев». — 2007. — Вып. 5. — С. 20—34.

2. Артёмов В. Г., Иванов А. С., Кузнецов А. Н., Шемаев Ю. П. Комбинированный метод расчета потвэльного энерговыделения в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2014. — Вып. 3. — С. 85—89.

Комплекс программ ММК-РФ для прецизионных расчетов нейтронных и гамма-полей с константами БНАБ-РФ и РОСФОНД

Г. М. Жердев, Т. С. Кислицина, Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск E-mail: jerdev@ippe.ru, bnab@ippe.ru

В докладе даётся описание комплекса программ и библиотек для нейтроннофизического расчёта реакторов и защиты методом Монте-Карло. Даётся описание рассчитываемых функционалов и используемых для этого данных.

Описываются возможности и способы использования комплекса в прикладных задачах и принципы организации комплекса, его использование в системе СКАЛА-РФ для реализации существующих возможностей системы СКАЛА [1, 2] на базе ММК-РФ. В частности расчётов изотопной кинетики, повреждающих доз, погрешностей, линейных функционалов нейтронного потока.

Отмечается развитие комплекса в частности по подготовке блокированных констант для расчётов по другим программам, особенности.

Комплекс ММК-РФ создан как объединение константного блока РОКОКО [3, 4], геометрического блока ММК (модуль с внутренним названием ООВG [5]), физического модуля, снабжающего комплекс оперативными константами (входящего в состав КОЛИБРИ [3, 4], с разработанным модулем управления и регистрации функционалов.

В свою очередь, РОКОКО — объединение программ подготовки константных данных к расчёту и библиотеки БНАБ [6], дополненной данными для детального слежения за сечениями по энергии и данными по детальным энергоугловым зависимостям нейтронных сечений, а также некоторыми другими данными, необходимыми для проведения прецизионных нейтронно-физических расчётов.

Описываются методы вычислений в многозадачной среде суперкомпьютера в параллельных вычислениях.

В комплекс так же входят программы обработки, представления и визаулизации результатов и исходных данным, облегчающих работу с модулем.

На сегодняшний момент комплекс ММК-РФ — расчётный инструмент, позволяющий комплексно решать значительный объём задач нейтронно-физического расчёта: расчёта нейтронных и связанных с ними спектров гамма-квантов, распределений скоростей процессов взаимодействия нейтронов с веществом, распределений энерговыделения, кинетических характеристик, расчёт блокированных нейтронных сечений.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, нейтронно-физические расчёты, изотопная кинетика, нейтронный поток, нейтронные константы, библиотеки нейтронных данных.

- 1. Жердев Г.М., Николаев М.Н., Цибуля А.М. и др. СКАЛА Система Компьютерного Анализа для Лицензирования ядерной и радиационной безопасности на предприятиях Атомной промышленности / Центр организации экспертиз программ НТС ЯРБ. Часть 2. Вычислительные программы. Инв. ОФАП № 3811, 2003 г. Часть 3. Инструкция пользователя. Инв. ОФАП № 3809, 2003 г.
- 2. *Жердев Г.М.* SKALA The computing system for an estimation of nuclear and radiation safety // Proc. Int. Conf. "M&C 2005". Avignon, France, September 12-15, 2005. CD-ROM, sect. 315.
- 3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ, ROCOCO / Кислицина Т.С., Николаев М. Н. Свидетельство № 2016612400 от 26 февраля 2016 г.
- 4. Жердев Г.М., Кислицына Т.С., Николаев М.Н. РОКОКО система константного обеспечения расчёта реакторов методом Монте-Карло // Известия вузов. Ядерная энергетика. (в печати).
- 5. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ, ММККЕNO / Блыскавка А.А., Коробейников В.В., Кощеев В.Н. и др. Свидетельство № 2014610575 от 15 января 2014 г.
- 6. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. — 1996. — Вып. 1. — С. 59.

Переход от регулярных к произвольным гексаэдральным сеткам в расчетах по обоснованию радиационной защиты реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем

А. Ю. Тарасов, А. Н. Скобелев, В. В. Усенков, А. А. Николаев АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ПОДОЛЬСК

В докладе представлен опыт перехода к применению произвольных гексаэдральных сеток в расчетах радиационной защиты РУ с СВТ по программе PMSNSYS-II [1]. На рис. 1 представлены результаты расчета полей излучения (в виде наложения семейств изолиний) для упрощенной модели РУ с СВТ типа [2] с использованием регулярной X-Y-Z сетки (20 млн ячеек) и произвольной (1 млн ячеек) гексаэдральной сетки. Помимо общего уменьшения количества ячеек использование произвольных гексаэдральных сеток позволяет с необходимой точностью аппроксимировать конструкции реактора и защиты, а также учитывать эффекты прострела излучения по газовым полостям за счет использования S_N -квадратур с локальным уплотнением узлов.

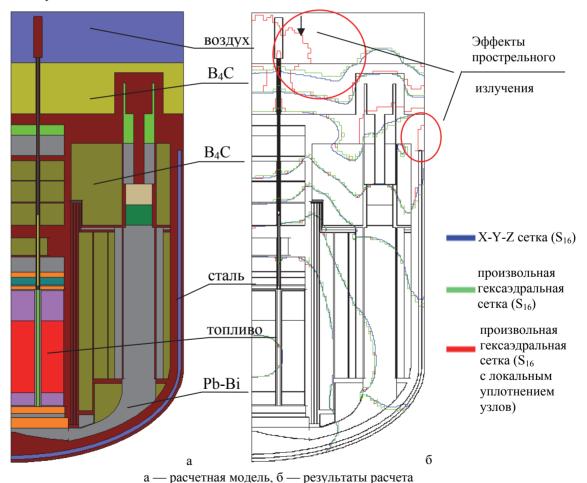


Рис. 1. Результаты расчета распределения полного потока нейтронов

Литература

- 1. Николаев А. А. и др. Современное состояние развития программного обеспечения расчета переноса ионизирующего излучения в активных зонах и радиационной защите реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем. // ВАНТ. Сер. Ядерные константы и реакторы. 2017. Вып. 1. С. 129—143.
- 2. *Афанасьев П. Б.* Реакторная установка СВБР 100. Сквозной расчет «РЕАКТОР + ЗАЩИТА» реактора СВБР-100 / П. Б. Афанасьев, А. В. Дедуль, В. В. Кальченко, А. В. Воронков, Е. П. Сычугова // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. 2009. № 24. С. 7—12.

Анализ характеристик быстрого реактора с металлическим топливом

Ю. Ю. Дробышев

AO «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций», Москва dr.yuri92@yandex.ru

Е. Ф. Селезнев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва e-mail: seleznev@ibrae.ac.ru

Для повышения конкурентоспособности быстрых реакторов, способных производить два продукта — электроэнергию и избыточное ядерное топливо, рассматривают множество решений. Для увеличения производства избыточного ядерного топлива рассматривают переход на всё более плотное топливо с наиболее освоенного оксидного: на карбидное, нитридное и наиболее плотное — металлическое. В цепочке производства избыточного ядерного топлива важна и стоимость переработки отработавшего ядерного топлива для получения конечного продукта — избыточного ядерного топлива. Из всех видов топлива, многократно рассмотренных в мировой практике развития быстрых реакторов, металлическое топливо обеспечивает достижение самых высоких значений наработки в реакторе избыточного ядерного топлива, т. е. получение высокого коэффициента воспроизводства (КВ), и самой низкой стоимости переработки отработавшего топлива из-за использования технологии плавления.

Однако у проектов быстрого реактора с металлическим топливом большой мощности существуют и проблемы, следствием которых является отсутствие на сегодня завершенных проектов и тем более их реализации. Основная проблема связана с обеспечением безопасности эксплуатации таких реакторов, а именно с существованием слабых обратных связей по температуре топлива. С учетом развития в последнее время концепции гетерогенного размещения топлива по высоте твэла, например, с размещением металлического обедненного урана в нижнем и верхнем торцевых экранах, а также в центральной прослойке активной зоны, с самой актив-

ной зоной из оксидного топлива, добиваются достижения высоких значений КВ при значительных обратных связях из-за использования оксидного топлива. В данной работе рассмотрено дальнейшее развитие данной технологии, а именно замена по сравнению с вышеуказанным вариантом оксидного топлива в нижней половине активной зоны на металлическое плутониевое топливо.

Расчётами показано, что указанная выше схема размещения топлива в ТВС активной зоны реактора вместе с использованием металлического обедненного топлива в ТВС бокового экрана обеспечивает получение в этом реакторе более высокого КВ при значительных обратных связях по температуре. Получение высокого КВ достигается использованием металлического топлива в большей доле объема реактора. Получение значительных обратных связей обеспечивается использованием оксидного топлива в области достижения высоких температур. Размещение же металлического топлива в нижней половине активной зоны гарантирует его существование в области низких температур при высоком значении энерговыделения.

Ключевые слова: быстрый реактор, металлическое топливо, центральная прослойка активной зоны, торцевые экраны.

Расчет по программе LUCKY-A потока быстрых нейтронов на корпусе реактора BBЭР 1000

А. Л. Егоров, С. М. Зарицкий, А. В. Моряков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Выполнены сравнительные расчёты плотности потока быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-1000 с использованием программ ТОRТ [1] и LUCKY-A [2—5]. В обеих программах реализован метод дискретных ординат. Программа LUCKY-A предназначена для решения стационарных и нестационарных задач переноса излучений на многопроцессорных вычислительных системах с использованием параллельных вычислений [6]. Рассчитана также активность нейтронных активационных детекторов 54Fe и 93Nb, размещённых на внешней поверхности корпуса. Результаты расчётов сравниваются с результатами измерений, выполненных на реакторе АЭС Калинин-1.

Целью расчётов была оценка потенциала программы LUCKY-A применительно к решению задач дозиметрии корпусов ВВЭР-1000.

В работе представлены:

- введение;
- полномасштабная 3D расчетная модель для реактора ВВЭР 1000 (без использования симметрии по активной зоне, включая биологическую защиту в радиальном направлении, по высоте размер системы 4 м);
- результаты расчета по программам TORT и LUCKY-А потока быстрых нейтронов на внешней и внутренней поверхности корпуса реактора с применением библиотеки ядерных данных BUGLE-96 [7], используется потвэльное распределе-

ние источника нейтронов, полученное с применением программ БИПР-7А [8], ПЕРМАК-А [9];

- экспериментальные данные для активационных детекторов 54Fe и 93Nb на внешней поверхности корпуса в зависимости от азимутальной и аксиальной координаты;
 - сравнение расчетных и экспериментальных результатов;
 - заключение.

Ключевые слова: алгоритм, уравнение переноса, корпус реактора, P_mS_n метод, суперкомпьютер, решение, пространственная подобласть, MPI технология, поток быстрых нейтронов.

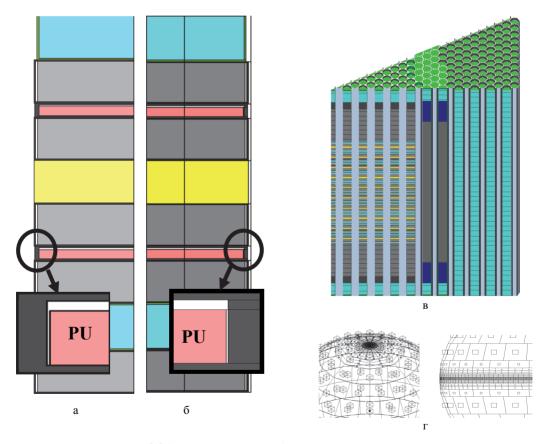
- 1. Doors 3.2: One,Two and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System. RSIC Code Package, CCC-650, revised October 2003.
- 2. *Моряков А.В.* Программа LUCKY. Решение уравнения переноса нейтронов и гамма излучения с использованием параллельных технологий // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2010. Вып. 4. С. 18—29.
- 3. *Моряков А.В.* Результаты расчетов по программе LUCKY. Сравнение с другими программами и экспериментальными данными // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2010. Вып. 4. С. 30—40.
- 4. *Моряков А.В.* Алгоритм получения угловых потоков в ячейке для многопроцессорных программ LUCKY и LUCKY_C // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2011. Вып. 1. С. 3—7.
- 5. *Моряков А.В.* Использование параллельных технологий для решения многогруппового уравнения переноса методом дискретных ординат // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2002. Вып. 4.— С. 3—14.
- 6. URL: https://www.jscc.ru (дата обращения 03.08.2017).
- 7. White J.E., Ingersoll D.T., Slater C.O., Roussin R.W. Bugle-96: Coupled 47 neutron, 20 gamma-ray group cross section library derived from ENDF/B-VI for LWR shielding and pressure vessel dosimetry applications. RSIC Data Library Collection, DLC-185, March 1996.
- 8. Программа БИПР-7А (версия 1.5). Регистрационный номер аттестационного паспорта ПС 241.1 от 18 марта 2015 г. / Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. М., 2015.
- 9. Программа ПЕРМАК-А (версия 1.5). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП № 612 от 31.07.2006. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС №240 от 23.09.2008 / Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. М., 2008.

Расчет эксперимента БФС-61 по DS_N -программе PMSNSYS-II без пространственной гомогенизации

А. Н. Скобелев, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В докладе представлены результаты расчета бенчмарк-модели эксперимента БФС-61 (MIX-MET-FAST-006 [1]) по DSN-программе PMSNSYS-II [2]. Сложная гетерогенная структура MIX-MET-FAST-006 (рис. 1а) была подробно воспроизведена в сеточной модели (рис. 1б, в) без использования пространственной гомогенизации. Прострел излучения по воздушным полостям модели учтен в расчете за счет применения специально сконструированных квадратурных наборов (рис. 1г). Сравнение эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{\rm 9ф}$) выполнено с результатами MCNP5 (точность расчета $\pm 0{,}0002$ (1σ)) на одинаковой константной базе (таблица 1).



а – топливная ячейка [1] (вертикальное сечение), б – сеточная аппроксимация топливной ячейки в расчетной модели, в – расчетная модель (сектор симметрии 30°), г – использованные S_N -квадратуры

Рис.1. Особенности расчетной модели БФС-61-1

Таблица 1. Значения К_{эфф} для БФС-61-1, рассчитанные по PMSNSYS-II и MCNP5

Ядерные данные	MCNP5 (поточечный ход сечений)	PMSNSYS-II+TRANSX (314 групп [3])
ENDF/B-VI.6	1,003	_
ENDF/B-VI.8	-	1,004
ENDF/B-VII.0	0,995	0,996

Литература

- 1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, OECD, Paris, Sept. 2012 Ed.
- 2. Николаев А.А., Усенков В.В., Афанасьев П.Б. и др. Современное состояние развития программного обеспечения расчета переноса ионизирующего излучения в активных зонах и радиационной защите реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем // ВАНТ. Серия: Ядерно-физические константы. 2017. Вып. 1. С. 129—143.
- 3. *Воронков А.В., Синица А.В., Дедуль А.В, Кальченко В.В.* Мультигрупповая библиотека ядерных данных пакета РЕАКТОР-ГП // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. 2009. Вып. 24. С. 94—99.

Модернизация нейтронных библиотек и программы **САПФИР_95**, предназначенной для расчёта ячеек реактора

А. С. Карпов, А. С. Иванов

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

Программа САПФИР_95 на основе многогрупповых нейтронных библиотек рассчитывает нейтронно-физические характеристики ячеек ядерных реакторов в процессе выгорания топлива. Совместно с аттестованной версией программы используется многогрупповая библиотека БНАБ-78/С-95.

В настоящее время на базе современных оцененных ядерных данных РОСФОНД получена новая многогрупповая библиотека нейтронных данных и разработана новая схема выгорания топлива. Библиотеки сечений и схема выгорания формируются автоматически с использованием системы подготовки констант NJOY-B30. Библиотеки нейтронных сечений в эпитепловой области используют 26-групповое представление системы БНАБ и 40-групповое представление для тепловой области. Схема выгорания топлива явно учитывает порядка четырехсот осколков деления и актинидов. Выходы осколков деления в схеме указаны с учетом энергии нейтронов, вызывающих деление топливных нуклидов. Это позволило создать единую схему выгорания как для тепловых, так и для быстрых реакторов.

Наряду с нейтронными библиотеками значительно модернизирована и программа САПФИР_95. Прежде всего, кардинально переработан сегмент расчёта вы-

горания топлива. Новый алгоритм уже не использует приближения эффективного осколка, а явно учитывает все значимые осколки деления. Нейтронные сечения осколков деления представлены в многогрупповом виде с учётом факторов резонансной самоэкранировки в области ниже 15-й группы. В новой версии программа не использует модельный спектр деления, а учитывает реальные спектры нейтронов деления основных делящихся материалов. На одну группу увеличены матрицы неупругих процессов и спектры нейтронов деления. Для области разрешённых резонансов разработан алгоритм учёта корреляции резонансов при использовании обобщённого подгруппового подхода.

В докладе приведено описание структура нейтронных библиотек и модернизированных алгоритмов. Приводятся результаты тестовых расчётов с использованием новых библиотек и схемы выгорания.

Ключевые слова: расчет ячеек реактора, программа САПФИР_95, оцененные данные РОСФОНД и ENDF/B-VII, групповые константы, выгорание топлива.

DOLCE VITA

Е. Ф. Селезнев, А. А. Белов, В. И. Белоусов, И. С. Чернова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва e-mail: seleznev@ibrae.ac.ru

Ю. Ю. Дробышев

Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Москва

В работе рассматривается постановка задачи на создание комбинированного кода с учетом гетерогенности свойств среды в диффузионном приближении. Преимущества диффузионного приближения известны, это быстродействие, освоенность и апробированная константная база, как и недостаток, связанный с гомогенизацией расчетных ячеек. Реализация кода в диффузионном приближении с учетом гетерогенности среды обеспечит при сохранении всех преимуществ используемого приближения устранить известный недостаток.

В коде предполагается реализация однородной, сопряженной, неоднородной и нестационарной задач переноса нейтронов в активных зонах быстрых реакторов. Решения всех задач уже апробированы авторами при создании предшествующих кодов, поэтому проблем в реализации этих решений в новом коде не предвидится, но возможно и использование новых алгоритмов решения из-за высокого уровня детализации задачи, например, для реализации возможности расчета зон с полостями.

Большие возможности кода по детализации рассчитываемой активной зоны непременно приводят к усложнению алгоритма ввода исходных данных. Для облегчения работы пользователя в коде планируется использование конструктора создания

расчетной модели активной зоны, обеспечивающего визуализацию модели, в том числе пространственной сетки. Все типы моделирования ТВС (расчетные каналы) будут предложены пользователю конструктором с возможностью выбора заполнения каждой расчетной ячейки любым материалом, имеющимся в базе данных кода.

Планируется реализация в коде постпроцессора с возможностью графической визуализации рассчитанных нейтронно-физических характеристик активной зоны для удобства пользователя.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, гетерогенность, диффузионное приближение, код, конструктор активной зоны, постпроцессор, визуализация.

Пре- и постпроцессор REBEL-III для решения задач обоснования нейтронно-физических характеристик реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем

А. А. Николаев, А. Н. Скобелев, А. Ю. Тарасов

ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск E-mail: Nikolaev_A_A@grpress.podolsk.ru

Для решения задач обоснования нейтронно-физических характеристик проектируемых в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» реакторных установок (РУ) с теплоносителем свинец-висмут (СВТ) начиная с 2009 г. используется пре- и постпроцессор REBEL. В 2016 г. в опытную эксплуатацию введена третья версия программы — REBEL-III [1] (рис. 1).

REBEL-III решает системные задачи обеспечения разработки сеточных расчетных моделей (содержащих тетраэдры, гексаэдры, октаэдры и другие типы ячеек) для используемых в производственном процессе расчетных программ и формирование файлов исходных данных для них.

Создание сеток осуществляется с использованием внутренних инструментов программы. Кроме того, в REBEL-III реализована возможность импорта сеточных данных из форматов VTK, TECPLOT, ICEM-ANSYS INTERFACE, DXF. Программа обеспечивает «под ключ» (с привлечением при необходимости внешних чертежных программ и сеткопостроителей типа AutoCAD, ANSYS Icem CFD) неавтоматическую разработку сеточных моделей для расчета активных зон и радиационной защиты РУ с СВТ и постобработку результатов. В программе имеется встроенный макроязык для автоматизации процедур постобработки и визуализации данных.

В докладе возможности программы и особенности ее применения для решения проектных задач рассмотрены более подробно.

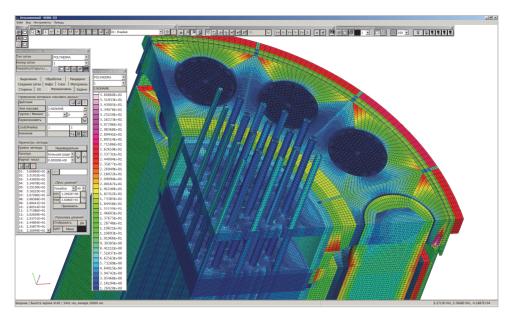


Рис. 1. Фрагмент сеточной модели РУ с ТЖМТ моноблочного исполнения с наложением пространственного распределения расчетного функционала в среде REBEL-III

Литература

1. Программа для ПЭВМ. Пре- и постпроцессор REBEL-III. 8624607.0642 / ОКБ «Гидропресс», 2016.

Сэкция 7. КОНСТАНТЫ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Использование результатов ядерных астрофизических экспериментов для верификации сечения захвата некоторых конструкционных материалов в области энергий 5—100 кэВ

В. П. Долгих, В. Н. Кощеев, М. В. Крячко, А. А. Якунин АО «ГНЦ РФ ФЭИ», Обнинск

От достоверности расчетных значений радиационных характеристик нетопливных композиций и конструкционных элементов (входящих в состав тепловыделяющих сборок и нетопливных сборок активной зоны) непосредственно зависит оценка влияния активности конструкционных элементов сборок на обоснование радиационной безопасности работающих ядерных объектов, выработку подходов по обращению с РАО конструкционных сборок при их переработке, транспортировке, хранению и захоронению.

В состав конструкционных элементов сборок и нетопливных композиций помимо железа входят примесные элементы: Cr, Mn, Co, Ni, Nb, Mo и др. Все они существенно влияют на радиационные характеристики конструкционных элементов сборок активной зоны. Их количество непосредственно влияет на категорию РАО, которая, в свою очередь, влияет на стоимостные показатели при обращении и захоронении радиоактивных отходов.

На основе выводов работы [1] был определен список изотопов, активация которых дает основной вклад в активность конструкционных элементов сборок и нетопливных композиций при разных временах выдержки. В отобранный список входят: 54 Fe, 62 Ni, 59 Co. Для перечисленных нуклидов возникает необходимо определения надежности сечения захвата нейтронов.

Традиционные подходы верификации ядерных данных на простейших интегральных «стандартных» спектрах (значение сечения в тепловой точке, резонансный интеграл захвата RIC) не дают возможность надежно оценить качество используемых ядерных данных для конструкционных нуклидов в области резонансных энергий. Дело в том, что первые резонансные уровни на конструкционных нуклидах расположены в районе энергий ~ 1,0 кэВ, т. е. в той области энергий, в которой вклад сечения захвата в резонансный интеграл уже пренебрежимо мал. Для оценки надежности сечения захвата в резонансной области необходимо привлекать дополнительные критерии оценки. Для этой цели была привлечена база астрофизических данных

KADoNiS [2]. В ней содержатся рекомендованные значения сечения захвата нейтронов (MACS) усредненные с весом спектра Максвелла в диапазоне температур спектра от 5 до 100 кэВ для изотопов, участвующих в ядерном нуклеосинтезе. Использование спектра Максвелла при таком диапазоне температур спектра позволяет оценивать надежность ядерных данных в резонансной области вплоть до $\sim 1~{\rm M}$ эВ.

На основе выполненной верификации сечения захвата из различных источников ядерных данных сделаны выводы о надежности сечения захвата для перечисленных выше нуклидов.

- 1. Долгих В.П., Попов Э.П. Определение радиационных характеристик облученных конструкционных элементов сборок активной зоны реакторов БН большой мощности // ВАНТ, Сер.: Ядерные константы. 2017. Вып. 1. С. 144.
- 2. *I. Dillmann, T.Szucs, R. Plag et al.* The Karlsruhe Astrophysical Database of Nucleosynthesis in Stars Project Status and Prospects // Nuclear Data Sheets 120 (2014) 171–174.

Экспериментально-расчетный метод определения времени жизни мгновенных нейтронов в размножающих системах для верификации нейтронно-физических расчетов

В. А. Адарченко, С. А. Андреев, С. С. Бесов, Л. С. Ершова, А. В. Лукин, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий

ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск Челябинской обл.

E-mail: dep5@vniitf.ru, dvhmelnitsky@vniitf.ru

Представлен экспериментально-расчетный метод определения среднего времени жизни мгновенных нейтронов в размножающих системах, исследуемых на стенде для критических сборок ФКБН-2. В дополнение к определению критического на запаздывающих нейтронах состояния размножающей системы предложено вычислять величину $\partial \alpha / \partial H$ из экспериментальной зависимости асимптотической постоянной спада от зазора между верхней и нижней частями системы $\alpha(H)$. Величина $\partial \alpha / \partial H$ характеризует переходные процессы в подкритической размножающей системе на мгновенных нейтронах и с точностью до коэффициента $\partial K_{эф} / \partial H$ определяет среднее время жизни мгновенных нейтронов в системе. Коэффициент $\partial K_{эф} / \partial H$, в свою очередь, может быть рассчитан с использованием современных программ нейтронно-физических расчетов.

Результаты экспериментов по определению величины $\partial \alpha / \partial H$ наряду с результатами критических экспериментов могут быть использованы для верификации кодов и библиотек нейтронных констант, а также их корректировки.

Апробация метода проведена на размножающих системах из металлических урана и плутония с различным их соотношением. Эксперименты выполнены на стенде ФКБН-2 с использованием методики временных корреляционных измерений. Созданы расчетные бенчмарк-модели исследованных РС и методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА выполнено численное моделирование критических и корреляционных экспериментов с разными библиотеками нейтронных констант.

Ключевые слова: экспериментально-расчетный метод, среднее время жизни мгновенных нейтронов, размножающая система, переходные процессы, верификация, нейтронные константы.

Применение оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД в непрерывно-энергетическом и мультигрупповом приближениях для расчётов критических систем в комплексе SCALE-6.2

В. Н. Кощеев, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, А. А. Якунин АО «ГНЦ РФ ФЭИ». Обнинск

В 2016 году был представлен комплекс программ SCALE [1] (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) версии 6.2.2. В комплексе имеется возможность проведения расчётов критичности с использованием ядерных данных в непрерывной зависимости от энергии. Формат представления ядерных данных в непрерывной зависимости от энергии является оригинальной разработкой и не имеет отношения к широко известному формату АСЕ, используемому в МСNР. В состав комплекса SCALE входит набор программ AMPX-6 [2] для подготовки библиотек констант из оцененных ядерных данных в формате ENDF-6.

В качестве основной системы ядерных констант в SCALE представлены ядерные данные из библиотеки ENDF/B-VII.1. Для расчетов критической безопасности в комплексе SCALE используются два представления ядерных данных: групповое — 252 энергетические группы, и поточечное — с детальным слежением за энергией частицы(CE).

В рамках данной работы, с помощью кода АМРХ-6 была выполнена переработка оценённых нейтронных данных библиотеки РОСФОНД2010 [3] в форматы: поточечный (СЕ) и 299-групповой. При переработке ядерных данных РОСФОНД2010 в мультигрупповое представление использовались особенности, принятые в системе констант БНАБ-РФ.

Для представительного набора критических экспериментов, важных с точки зрения физики быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, в рамках комплекса SCALE 6.2.2 выполнены расчеты критичности с использованием следующих библиотек ядерных данных: ENDF/B-VII.1 (СЕ, 252 группы), РОСФОНД2010 (СЕ, 299 групп). Проведено сравнение полученных результатов с аналогичными результатами расчетов, выполненными по программе МСNР. Сделаны соответствующие выводы.

- 1. W. J. Marshall, D. Wiarda, C. Celik, B. T. Rearden, and D. R. Wentz. Validation of Criticality Safety Calculations with SCALE 6.2. 2013.
- 2. *D. Wiarda, M. L. Williams, C. Celik, and M. E. Dunn.* AMPX: A Modern Cross Section Processing System for Generating Nuclear Data Libraries. 2015.
- 3. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАНТ, Сер.: Ядерные константы. 2007. Вып. 1—2. С. 3—21.

Уточнение оценок константной неопределенности физических характеристик ВТГР с призматическим топливом с использованием нейтронных ковариационных данных

А. В. Гроль, В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Grol_AV@nrcki.ru

Целью данной работы является улучшение результатов проектных расчетов нейтронно-физических характеристик ВТГР с использованием анализа неопределенностей на основе нейтронных ковариационных данных и уточнение результатов представленных в работе авторов, опубликованной в журнале «Journal of Physics: Conference Series» (Том 781, № 1). В ходе данной работы была разработана методика и программные средства для подготовки многогрупповых библиотек ковариационных данных для отдельных изотопов на основе 44-групповой библиотеки ковариационных данных кода SCALE-6. В методике представлен набор корректирующих коэффициентов, необходимых для применения упрощенных моделей, и их зависимость от температуры. Расчеты проводились с помощью кода WIMSD с использованием библиотек ядерных констант основанных на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-7.0 и ENDF/B-7.1.

В качестве примера были рассчитаны неопределенности одногрупповых микросечений реакций ν , (n,γ) , (fission) для главных изотопов, представленных в бенчмарке MHTGR-350, а также неопределенности коэффициентов размножения нейтронов для моделей топливного компакта и топливного блока реактора MHTGR-350. Оцененные значения коэффициентов размножения нейтронов, неопределенностей и коэффициентов чувствительности в процессе кросс-верификации были сравнены с результатами кода SCALE-6.2.1, полученными с помощью модулей TSUNAMI, KENO-VI, SAMS. Была произведена выборка ядерных реакций, неопределенности которых вносят наиболее значимый вклад в неопределенность коэффициента размножения нейтронов, а именно: ν_5 ; 238 U(n, γ); 235 U(n, γ); nat C(el); 235 U(fiss); 235 U(fiss)- 235 U(n, γ). Были устранены неточности, связанные с расчетом неопределенностей одногрупповых микросечений для изотопов 16 O, 10 B и 11 B, а также с расчетом неопределенности коэффициента размножения нейтронов моделей топливного компакта и топливного блока, возникшие в предыдущей работе.

Данная работа выполнена в рамках проекта MAГATЭ «HTGR Reactor Physics, Thermal-Hydraulics and Depletion Uncertainty Analysis».

- 1. *Strydom G., Bostelmann F.* IAEA Coordinated Research Project on HTGR Physics, Thermalhydraulics and Depletion Uncertainty Analysis: Prismatic HTGR Benchmark Definition: Phase I. INL/ EXT-15-34868, Revision 1, September, 2015.
- Boyarinov V. F. Investigation of Some Models and Approximations Applied at Calculation of GT-MHR Fuel Assemblies / Proceeding of International Conference M&C, Gatlinburg, Tennessee, USA, April 6-11, 2003.
- 3. Boyarinov V.F., Grol A.V., Fomichenko P.A., Ternovykh M.Yu. Improvement of Modeling HTGR Neutron Physics by Uncertainty Analysis with the Use of Cross-Section Covariance Information // Journal of Physics: Conference Series, Volume 781, #1, 012032.

Тестирование группового приближения в задачах переноса ионизирующего излучения в защитных композициях

Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров $AO \sim \Gamma H \perp P\Phi - \Phi \ni U$, Обнинск

Одной из важнейших задач в реакторной физике является корректное описание взаимодействия реакторного излучения с материалами установки. Конструкционные, топливные, защитные и другие материалы состоят из практически всех элементов таблицы Менделеева. Взаимодействие реакторного излучения (нейтронов и гамма-квантов) с ядрами отдельных изотопов каждого элемента периодической таблицы подразделяется на несколько типов (деление, поглощение, захват и др.) и носит сложный угловой и энергетический характер. Непрерывное описание энергоугловых зависимостей подчас недоступно или неоправданно для инженерных (серийных) расчетов при определении количества частиц в небольшой отдаленной точке (детекторе) от источника излучения. Поэтому расчетчики используют усредненные (групповые) данные о взаимодействии реакторного излучения с веществом.

В нашей стране популярной библиотекой групповых констант является БНАБ, последняя версия которой базируются на библиотеке оцененных нейтронных данных РОСФОНД. БНАБ-РФ содержит широкий набор данных для описания сечений взаимодействий нейтронов (299 групп) и гамма-квантов (127 групп) с веществом. Сравнение расчетов спектров нейтронов и гамма-квантов с использованием поточечных (РОСФОНД) и групповых (БНАБ-РФ) данных позволяет оценить погрешность группового приближения.

В качестве тестовых моделей были подготовлены сферы радиусом 10 и 50 см для отдельных элементов (более 25 элементов таблицы Менделеева и вода) с природным содержанием изотопов в смеси, плотности при н.у., с калифорниевым нейтронным источником в центре. Такие модели позволяют оценить степень ослабления нейтронного и гамма-излучений отдельными элементами периодической таблицы, а также корректность образования гамма-квантов в результате нейтронных реакций.

Прецизионные эксперименты для верификации расчетов дозовых характеристик гамма-излучения при прохождении через материалы защиты

В. Б. Бычков, Л. С. Ершова, Г. Н. Малышкин, Д. Г. Модестов, С. И. Самарин, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий

ФГУП «РФЯЦ — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск Челябинской обл.

Для расчетного обоснования радиационной безопасности объектов использования атомной энергии обязательным является верификация используемых вычислительных методик и, в первую очередь, по результатам экспериментов. Для получения таких данных во ВНИИТФ на установке поверочной дозиметрической ВУ-01 «Эталон-2М» была проведена серия прецизионных экспериментов по измерению мощности экспозиционной и эффективной дозы за слоями различной толщины (1,3...10 см) из железа, свинца и полиэтилена от γ -квантов кобальтового и цезиевого источников. Мощность дозы измерялась дозиметром ДКС–АТ5350/1, в составе которого использовалась ионизационная камера ТМ32002. Погрешность измерений 2,5% (2σ).

Представлены описание экспериментов и результаты измерений. Создана математическая модель установки и проведено численное моделирование экспериментов по программе ПРИЗМА с оцененными данными из библиотеки EPDL-97. Показано, что различие между результатами расчетов и измерений для относительных (нормированных на дозу в отсутствии материалов) значений дозы составляет \sim 3 %, для абсолютных не превосходит 15 % и может быть связано с неопределенностью в характеристиках источника и детектора.

Ключевые слова: прецизионные эксперименты, экспозиционная и эффективная доза, программа ПРИЗМА, оцененные данные из библиотеки EPDL-97.

Расчеты экспериментов на БФС со свинцовым теплоносителем с константами БНАБ-РФ и файлами РОСФОНД и формирование базы данных нейтронно-физических экспериментов для обоснования РУ со свинцовым теплоносителем

О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров АО «ГНЦ РФ ФЭИ», Обнинск

В докладе представлены результаты работ по формированию базы данных нейтронно-физических экспериментов для обоснования реакторных установок со свинцовым теплоносителем в части расчетов интегральных экспериментов на БФС со свинцовым теплоносителем с константами [1] БНАБ-РФ и файлами РОСФОНД [2, 3].

Разрабатываемая база рекомендованных оцененных экспериментальных нейтронно-физических данных предназначена для обоснования проектов реакторов на

быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, верификации расчетных кодов и констант, обоснования константной составляющей погрешности характеристик реакторных установок [4], разрабатываемых в рамках ПН «Прорыв», и их топливного цикла [5].

В базу данных включены экспериментальные данные в области нейтроннофизического обоснования реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, на основе проведенных на стендах БФС интегральных экспериментов на сборках БФС-61, 64, 77, 85, 87, 95.

В работе представлены результаты сравнительного анализа расчетов с использованием кодов на основе методов Монте-Карло (МСNР ММК-РФ) с константами БНАБ-РФ и файлами РОСФОНД основных нейтронно-физических характеристик, измеряемых на сборках БФС-61, 64, 77, 85, 87, 95 (критические параметры ($k_{\rm эфф}$), эффекты реактивности (в частности, допплеровский и пустотный эффекты реактивности), эффективность органов СУЗ, характеристики распределения нейтронного поля и энерговыделения по пространству активной зоны (распределения скоростей реакций деления), спектральные индексы (скорости нейтронных реакций), величина $\beta_{\rm эфф}$).

Ключевые слова: интегральные эксперименты, БФС, БНАБ-РФ, РОСФОНД, база данных.

- 1. *Dulin V., Matveenko I., Rozhikhin E., et al.* An Overview of the Experiments Performed at the BFS Facilities and Evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project // Nucl. Sci. and Eng., Vol: 178, No: 3, published: 10 December 2014.
- 2. Забродская С.В., Игнатык А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1—2. С. 3—21.
- 3. *Кощеев В. Н., Мантуров Г. Н., Николаев М. Н., Цибуля А. М.* Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2014. № 3. С. 93—101.
- 4. РБ-061-11 Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты».
- 5. Проектное направление «Прорыв». URL: http://proryv2020.ru/

Прецизионные интегральные эксперименты с урановыми размножающими системами для верификации нейтронно-физических расчетов

- В. А. Адарченко, С. А. Андреев, С. С. Бесов, А. А. Вайвод, Л. С. Ершова,
- А. В. Лукин, Д. А. Прокопьев, Ю. А. Соколов, П. Л. Тупицин,
- Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов

ФГУП «Российский федеральный ядерный центр - Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск Челябинской обл.

Способом верификации программ нейтронно-физических расчетов и библиотек оцененных ядерных данных является сравнение результатов численного моделирования с результатами прецизионных интегральных экспериментов. В работе описана постановка и представлены результаты критических и нестационарных экспериментов с размножающими системами из высокообогащенного урана, меди и железа, выполненных во ВНИИТФ на стенде для критических сборок ФКБН-2 с применением методики временных корреляционных измерений.

Даны краткое описание методик исследований интегральных характеристик размножающих систем: определения критического зазора между верхней и нижней частями исследуемой системы, соответствующего критическому на запаздывающих нейтронах состоянию, построения корреляционных функций, характеризующих временное поведение нейтронного поля, определения зависимости асимптотической постоянной спада от зазора $\alpha(H)$ и величины $\frac{\partial \alpha}{\partial H}$.

Приведены результаты экспериментов. Созданы расчетные бенчмарк-модели размножающих систем и проведено численное моделирование экспериментов по программе ПРИЗМА с использованием различных библиотек оцененных ядерных данных. Выполнен сравнительный анализ расчетных и экспериментальных данных.

Верификация константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ в расчетах международного теста OECD/NEA по критической безопасности для МОКС-топлива

О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. Н. Мантуров

AO «Государственный научный центр Российской Федерации— Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск Калужской обл. yugolovko@ippe.ru, mant@ippe.ru

В декабре 2007 года под эгидой OECD/NEA была образована Экспертная группа по анализу неопределенностей при оценке критической безопасности — EGUACSA [1], в рамках которой рассматриваются различные вопросы, касающиеся критической безопасности стационарных и транспортных систем, встречающихся во внешнем ядерном топливном цикле.

Международным экспертам группы было предложено принять участие в общем расчетном бенчмарк тесте по обоснованию критической безопасности систем с МОКС-топливом, направленном на верификацию методик, программных кодов и констант для оценки неопределенности расчетов систем внешнего топливного цикла с МОКС-топливом, позволяющем протестировать национальные коды и константы, используемые как для обоснования критической безопасности проектируемых реакторных установок, так и систем внешнего топливного цикла.

В данной работе на основе предложенного бенчмарк теста были выполнены верификационные расчеты с использованием обновленной версии константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ [2, 3], приведены результаты оценки точности предложенных тестовых моделей с использованием программы ИНДЭКС [4] и реализованного в ней метода максимального правдоподобия.

Литература

- T. Ivanova et al. «OECD/NEA Expert Group on Uncertainty Analysis for Criticality Safety Assessment: Current Activities» // Proceedings of PHYSOR 2010 «Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance». – Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010. — on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2010).
- 2. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // ВАНТ. Серия: Ядерные константы». 2007. Вып. 1–2. С. 3—21.
- 3. *Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2014. № 3. С. 93—101.
- 4. *Мантуров Г.Н.* Система программ и архивов ИНДЭКС // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. 1984. Вып. 5(89). С. 20.

Измерение спектральных характеристик гамма-нейтронного излучения при взаимодействии 14 МэВ-нейтронов с конструкционными материалами

С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, О. В. Зацепин, В. В. Намаконов, Ю. А. Соколов, К. Е. Хатунцев, Д. В. Хмельницкий

ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск Челябинской обл.

Существующие в доступных библиотеках оцененных ядерных данных константы гамма-образования требуют уточнения. Для проверки качества этих констант, а при необходимости и их корректировки необходимы соответствующие интегральные эксперименты. В работе представлены результаты экспериментов по измерению спектров и выходов вторичных нейтронов и гамма-излучения из образцов под действием 14 МэВ-нейтронов для следующих материалов: V, Al, CH₂, Cu, Sn, ²³⁸U, Fe, Ti, Mg, Be.

Эксперименты выполнены на нейтронном генераторе НГ-12И в импульсно-периодическом режиме его работы: длительность импульса 20 н/с, частота следования 200 кГц, средний выход нейтронов $\sim 2 \cdot 10^8 \ c^{-1}$. В качестве детектора использовался сцинтилляционный детектор с кристаллом стильбена. Измерялись времяпролетные спектры нейтронов (разрешение 2 нс/м) в диапазоне энергий 0,6...14 МэВ и аппаратурные спектры гамма-излучения в диапазоне 0,2...10 МэВ.

Созданы математические модели экспериментов и методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА выполнено численное моделирование, включающее моделирование процесса регистрации излучения в детекторе.

Ключевые слова: константы гамма-образования, генератор 14 МэВ-нейтронов, времяпролетные спектры нейтронов, аппаратурный спектр гамма-квантов.

Результаты расчетов кинетических параметров бенчмаркэкспериментов с быстрым спектром нейтронов и различными топливными композициями

О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского», Обнинск

Повышенные требования к обеспечению ядерной безопасности реакторов поколения-IV [1], предполагающих, как правило, сложную компоновку активной зоны и загрузку новыми, прежде всего, плотными видами топлива, актуализируют задачу по корректной оценке и повышению точности расчёта кинетических параметров и сопряженных вопросов. К числу последних относится выбор оптимального набора данных по запаздывающим нейтронам (число групп, доли, энергетические спектры, постоянные распада ядер-предшественников), использование которых при расчете кинетических параметров в системах с быстрым спектром нейтронов позволяло бы снизить наблюдаемые расчетно-экспериментальные расхождения.

В работе приведены результаты оценки точности расчета кинетических параметров (время жизни нейтронов деления, доли запаздывающих нейтронов, постоянные распада), обусловленных групповым приближением и неопределённостью оценённых ядерных данных по запаздывающим нейтронам. Выполненная работа имеет цель совершенствования системы констант РОСФОНД/БНАБ-РФ [2, 3] для обеспечения отечественных нейтронно-физических кодов актуальными данными по запаздывающим нейтронам, требуемых для расчета повышенной точности нейтронной кинетики и контроля реактивности реакторных установок поколения-IV.

Для валидации и верификации данных по запаздывающим нейтронам рассмотрена серия интегральных экспериментов на критических сборках — бенчмаркмоделей из международного справочника по критическим экспериментам ICSBEP [4]. Для данной серии интегральных экспериментов сопоставлены результаты расчётов по транспортным кодам, реализующим метод Монте-Карло (МСNР, ММК-РФ), с использованием детальной и групповой версий библиотеки РОСФОНД, а также актуальных версий зарубежных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF, JEFF, JENDL). Оценка точности расчетов выполнена с использованием коэффициентов чувствительности и ковариационных матриц погрешности БНАБ. Выполненный цикл исследований позволил восполнить имеющийся пробел в области оценки точности расчетов кинетических параметров и выбора данных по запаздывающим нейтронам, обеспечивающим снижение расчетно-экспериментальных расхождений при расчете систем с быстрым спектром нейтронов.

Ключевые слова: кинетические параметры, интегральные эксперименты, оценка точности, метод Монте-Карло.

Литература

- 1. The Generation IV International Forum (GIF), https://www.gen-4.org/
- 2. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1–2. стр. 3.
- 3. *Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2014. № 3. С. 93—101.
- 4. ICSBEP International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments / NEA/NSC/DOC(95). URL: https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/handbook.html.

Сравнительные расчеты параметров нейтронной кинетики по кодам метода Монте-Карло (MCNP, MMKK, MMK-FK, MMK-PФ)

О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев

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

В настоящее время расчет нейтронной кинетики в критических сборках, исследовательских и энергетических реакторах преимущественно проводится с использованием расчетных кодов в приближении точечной кинетики [1]. На основе данного приближения работают реактиметры — аналого-цифровые устройства, предназначенные для определения текущей реактивности в переходных процессах, происходящих в реакторах.

Входные параметры для расчетов на основе приближений точечной кинетики (доли запаздывающих нейтронов, время жизни мгновенных нейтронов и др.), как правило, вычисляются по приближенным инженерным методикам (диффузионное приближение, геометрические упрощения, групповое представление, не самые актуальные нейтронные константы и пр.). Использование упрощенных методик при определении входных параметров для расчетов в приближении точечной кинетики влечёт за собой возрастание расчетно-экспериментальных расхождений в кинетических параметрах и характеристиках ими определяемых, что приводит к необходимости введения поправок для снижения наблюдаемых расхождений.

Переход от инженерных к прецизионным кодам как на этапе подготовки данных для нестационарных нейтронно-физических кодов, так и на этапе обработки результатов измерений кинетических параметров критических систем и стендов, позволяет избежать необходимости введения искусственных поправок в расчётные и экспериментальные методики, тем самым повысить точность предсказания реакторных характеристик, в т. ч. важных для обеспечения ядерной безопасности, таких как эффекты реактивности.

В работе представлены обзор методик вычисления эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни мгновенных нейтронов методом Монте-Карло и результаты сравнения их расчетов по программам, реализующим метод Монте-Карло (МСNР, ММК-ФК, КИР-П) [2—4]. Продемонстрирована процедура подготовки входных данных для расчетов в приближении точечной кинетики и их последующего использования посредством сопоставления расчётов кинетических параметров с данными измерений для ряда критических сборок.

Ключевые слова: эффективная доля запаздывающих нейтронов, время жизни мгновенных нейтронов, интегральные эксперименты, прецизионные расчеты, метод Монте-Карло.

Литература

- 1. *Татарсова О.Б.* Методы Монте-Карло для расчета параметров точечной модели нейтронной кинетики реакторов: Дисс. ... канд. физ.-мат. наук. 1995.
- 2. *Полевой В.Б. и др.* MMKFR-2 комплекс программ для решения задач переноса излучения в физике реакторов методом Монте-Карло: Разработка ФЭИ, № 376, 1991.

- 3. *Камаева О.Б., Полевой В.Б.* Оценка βэфф в быстрых критических сборках по программе MCDEN с константами БНАБ-78: Препринт ФЭИ-1877. Обнинск, 1987.
- 4. MCNP web-page: https://mcnp.lanl.gov/

Моделирование критических экспериментов на LR-0 по программе TDMCC

С. Н. Антонов, А. В. Тихомиров

ОКБ «Гидропресс», Подольск

С. В. Зарицкий

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

А. Н. Г ребенников, **Т. В. Семенова**, **А. К. Житник**, **С. П. Огнев**, **Н. А. Волков** *РФЯЦ ВНИИЭФ*, *Саров*

Программа ТDMCC [1] верифицирована и аттестована для задач моделирования ядерных систем, предназначенных для хранения и транспортирования топлива на АЭС с ВВЭР, относится к прецизионному классу программ на основе метода Монте-Карло. С целью расширения области применения программы, рассмотрена возможность решения задач пространственно-энергетического распределения полей нейтронов и энерговыделения в ядерном топливе. Во избежание неопределенностей, связанных с учетом выгорания топлива и температурных обратных связей, объектом моделирования по программе ТDMCC был выбран набор критических состояний, полученных на реакторе нулевой мощности LR-0 [2] (критическая сборка в Чешской республике). Тепловыделяющая сборка и выгородка активной зоны на АЭС с ВВЭР и на сборке LR-0 аналогичны по конструкции.

Верификация программы TDMCC основана на экспериментальных данных по измерениям коэффициента размножения нейтронов и энерговыделения в ядерном топливе тепловыделяющих элементов активной зоны. Дополнительно проведена кросс-верификация с использованием результатов расчета по программам МОВУ-DICK [3] и MCNP5 [4].

Результаты данной работы планируется использовать при разработке полномасштабной тестовой модели РУ с ВВЭР для кросс-верификации программ инженерного класса.

- 1. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code) / Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».
- 2. *Ošmera, B. Zaritsky, S.M.* WWER-1000 Mock-up Experiment in the LR-0 ReactorMock-up Description and Experimental Data / Nuclear Research Institute Řež, Institute of Nuclear Reactors RRC "Kurchatov Institute" RRC KI No. 36/27-2002.
- 3. *Lehman M., Krysl V.* MOBY-DICK, Theoretical Foundation of the Macrocode System. ZJS 1/91, Škoda Concern Ltd, Plzeň, 1991.
- 4. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume II: Users Guide," LA-CP-03-0245 [file MCNP5_manual_VOLII.pdf] (April 2003).

СОДЕРЖАНИЕ

Секция 1. Развитие ядернои энергетики и моделирование топливных циклов	
Возможные сценарии замыкания ЯТЦ БН-1200 при работе в системе	
двухкомпонентной ЯЭ	.3
Н. Д. Дырда, У. Ф. Шереметьева, М. Н. Белоногов	
Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН	1
П. Н. Алексеев, А. Л. Баланин, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко, Е. В. Марова,	.4
А. М. Маслов, А. И. Староверов, С. Ф. Шепелев, А. В. Широков, В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, Д. А. Клинов, В. В. Коробейников	
Быстрые реакторы, топливные циклы и проблема ядерного нераспространения	.6
Секция 2. Физико-технологическое сопровождение эксплуатации ядерных реакторов	
Анализ пространственного возмущения нейтронного поля активной зоны реактора БН	0
при нормальной эксплуатации	. 8
Разработка нейтронно-физических тестов для анализа первой серии облучения нитридного топлива в реакторе БН-600	0
$\hat{\Gamma}$. Н.Власкин, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов,	. 7
А .А. Якунин, Ю. С. Хомяков	
Расчетно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60	10
Ю. В. Набойщиков, И. Ю. Жемков, А. И. Теллин, Д. К. Рязанов	
Нейтронно-физические расчеты в обоснование конструкции экспериментальной ТВС реактора БОР-60 с замедляющими элементами	11
П. В. Вариоцео, 11. 10. жемкоо Особенности эксплуатации кассет с уран-гадолиниевым топливом реакторов ВВЭР-4401	11
В. А. Адеев, В. О. Кавун, О. Ю. Кавун	
Некоторые вопросы продления эксплуатации Билибинской АЭС и обоснования ресурса незаменяемых элементов конструкции реакторов	12
Бассейновый реактор РУТА — безопасный и экономичный источник теплоснабжения Ю. Д. Баранаев, А. П. Глебов	13
Современные разработки реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем Ю. А. Казанский, Г. В. Карпович, В. В. Колесов, Д. С. Самохин, И. А. Чусов	14
Секция З. Молодежная секция	
Расчет отравления блоков бериллия в активной зоне исследовательского	
ядерного реактора ИВВ-2М	15
Расчетное моделирование кинетических процессов	
с использованием метода Монте-Карло	16
Нейтронно-физический анализ способов оптимизации переходного режима к уран-	
плутониевому топливу равновесного состава при пуске быстрого реактора естественной	
безопасности на обогащенном уране	17

Анализ радиационных и теплофизических характеристик	
отработавшего РЕМИКС-топлива	18
С. В. Маковский, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Синегрибов	
Методика расчета различных компонент эффективной годовой дозы,	
получаемой населением за счет выхода актиноидов в воздушную среду	4.0
при длительной работе реактора БН	19
О. О. Перегудова, А. Г. Цикунов	
Методика применения консервативных значений остаточных тепловыделений в расчетах	
переходных процессов для ВВЭР с использованием модели точечной кинетики кода КОРСАР/ГП	20
М. В. Суслов, И. Г. Петкевич, М. А. Увакин	20
Численное моделирование детектирования положения пика Брэгга в режиме реального	
времени на основе регистрации мгновенного гамма-излучения	
в ортогональном направлении для применения в адронной терапии	21
А. А. Пряничников, А. С. Симаков, И.И.Дегтярев, Ф.Н. Новоскольцев,	
Е.В. Алтухова, Ю.В. Алтухов, Р.Ю. Синюков	
Применение метода релаксации для решения сопряженной задачи моделирования	
реактора ВВЭР-1000 с помощью кодов МСU-АТНLЕТ	22
Р. Б. Богданович, Е. В. Богданова, В. И. Романенко, И. Д. Гамцемлидзе,	
С. П. Никонов, Г. В. Тихомиров	
Применение моделей активных зон реакторных установок типа ВВЭР	
для целей поддержки информационно- аналитического центра Ростехнадзора	22
Апробация распределенной нейтронно-физической и теплогидравлической модели ТВС	
в ПК КОРСАР/ГП для расчета переходных процессов на РУ ВВЭР	24
А. И. Синегрибова, М. А. Увакин	
Выбор и обоснование компоновочных решений активной зоны исследовательского	
реактора бассейнового типа с использование ПК MCU5-FREE	24
И. А. Баженов	
Программа «АСТ-МАТ» расчета радиационных характеристик облученных реакторных	25
материалов	25
П. Б. Афанасьев, Д. В. Дмитриев, А. А. Николаев	
Связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчет	25
тепловыделяющей сборки реактора ALLEGRO	23
Влияние фотонейтронов на показания измерительных каналов секторной системы	
контроля герметичности оболочек твэлов реакторной установки БН-800	26
О. И. Албутова, Д. А. Лукьянов, И. Д. Зверев, С. Г. Усынина	20
Результаты расчета проблемно-ориентированных бенчмарк-экспериментов ICSBEP с использованием групповых констант программного комплекса РЕАКТОР-ГП	27
А. С. Денисова, А. А. Николаев	4 1
Верификация мировых библиотек, оцененных ядерных данных на основе базовых	
интегральных экспериментов в рамках программного комплекса RTS&T	29
А. А. Пряничников, А. С. Симаков, И. И.Дегтярев, Ф. Н. Новоскольцев,	2)
Е. В. Алтухова, Ю. В. Алтухов, Р. Ю. Синюков, А. И. Блохин	
2. 2. 12, 10. 2. 11, 10. Cumoroo, 11. 11. Duonum	

Секция 4. Анализ и исследования характеристик РУ

Методическое и аппаратное обеспечение измерений реактивностных характеристик
реакторов стендов-прототипов ядерных энергетических установок
транспортного назначения
А. В. Ельшин, Д. Н. Жуковский
Программный комплекс для расчета изотопного состава топлива
М. В. Крячко, С. В. Забродская, М. Ю.Семенов, Ю. С. Хомяков
Расчет радиационных характеристик нетопливных компонентов быстрых реакторов32 Э. П. Попов, В. П. Долгих
Код научного руководителя по расчетному сопровождению экспериментов на реакторе БН-800
Д. А. Клинов, В. Н. Кощеев, П. А. Маслов, И. В. Московченко, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов
Оценка влияния неопределенности материального состава топливной композиции на нейтронно-физические характеристики ВТГР с блочной активной зоной
Согласованный подход к моделированию выгорания топлива при облучении и молекулярно-селективных процессов в разделительном каскаде для оценки перспектив раздельного рецикла регенерированного урана в легководном реакторе
Концепция блочного расплавносолевого реактора. Нейтронно-физические и теплогидравлические особенности
Анализ информативности экспериментов на БФС в задаче оценки точности расчетов бенчмарка NEA/OECD по ядерной безопасности
Секция 5. Нейтронная кинетика и нестационарные процессы
Расчетное моделирование измерений большой реактивности
В. И. Куликов, Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин
Методика аналитической оценки стационарного состояния после снижения расхода
теплоносителя в быстрых реакторах
В. Ю. Стогов, И. В. Бурьевский, Г. А. Кунцьо
Тестовые задачи для верификации нестационарных программных комплексов
Решение сопряженного нестационарного уравнения переноса и вероятность
Расчётно-экспериментальное обоснование ядерной безопасности растворного реактора «АРГУС»
Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, О. В. Давиденко, А. А. Ковалишин, М. Н. Лалетин, С. В. Мясников, А. К. Павлов, В. А. Павшук, Н. В. Петрунин
Эффекты гетерогенности при моделировании натриевого пустотного эффекта реактивности на стендах БФС
Ю. А. Казанский, Г. В. Карпович

Секция 6. Численные методы, алгоритмы и программы нейтронно-физических расчетов
Коррекция отрицательных потоков в решении задач с использованием тетраэдральных сеток и конечно-элементной LD-схемы
Новые расчётные методики, используемые в комплексе ММК-РФ
Сеточные алгоритмы решения многогруппового уравнения переноса нейтронов на неструктурированных сетках. Программа РадугаТ
Обработка и визуализация данных в комплексе ММК-РФ
Верификация потвэльной модели программы САПФИР_95&RC_ВВЭР при моделировании выгорания загрузок энергоблоков ВВЭР
Комплекс программ ММК-РФ для прецизионных расчетов нейтронных и гамма-полей с константами БНАБ-РФ и РОСФОНД
Переход от регулярных к произвольным гексаэдральным сеткам в расчетах по обоснованию радиационной защиты реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем
А. Ю. Тарасов, А. Н. Скобелев, В. В. Усенков, А. А. Николаев Анализ характеристик быстрого реактора с металлическим топливом
Расчет по программе LUCKY-A потока быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР 1000
Расчет эксперимента БФС-61 по DS _N -программе PMSNSYS-II без пространственной гомогенизации 60 А. Н. Скобелев, А. А. Николаев 60
Модернизация нейтронных библиотек и программы САПФИР_95, предназначенной для расчёта ячеек реактора
DOLCE VITA
Пре- и постпроцессор REBEL-III для решения задач обоснования нейтронно-физических характеристик реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем
Секция 7. Константы для нейтронно-физических расчетов
Использование результатов ядерных астрофизических экспериментов для верификации сечения захвата некоторых конструкционных материалов в области энергий 5—100 кэВ 65 В. П. Долгих, В. Н. Кощеев, М. В. Крячко, А. А. Якунин
Экспериментально-расчетный метод определения времени жизни мгновенных нейтронов в размножающих системах для верификации нейтронно-физических расчетов

Применение оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД в непрерывно-
энергетическом и мультигрупповом приближениях для расчётов критических систем
в комплексе SCALE-6.2
В. Н. Кощеев, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, А. А. Якунин
Уточнение оценок константной неопределенности физических характеристик ВТГР
с призматическим топливом с использованием нейтронных ковариационных данных69 $A.\ B.\ \Gamma$ роль, $B.\ \Phi.\ Бояринов,\ \Pi.\ A.\ \Phi$ омиченко
Тестирование группового приближения в задачах переноса ионизирующего излучения
в защитных композициях
Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров
Прецизионные эксперименты для верификации расчетов дозовых характеристик
гамма-излучения при прохождении через материалы защиты
В. Б. Бычков, Л. С. Ершова, Г. Н. Малышкин, Д. Г. Модестов,
С. И. Самарин, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий
Расчеты экспериментов на БФС со свинцовым теплоносителем с константами БНАБ-РФ
и файлами РОСФОНД и формирование базы данных нейтронно-физических экспериментов
для обоснования РУ со свинцовым теплоносителем
О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров
Прецизионные интегральные эксперименты с урановыми размножающими системами
для верификации нейтронно-физических расчетов
В. А. Адарченко, С. А. Андреев, С. С. Бесов, А. А. Вайвод, Л. С. Ершова,
А. В. Лукин, Д. А. Прокопьев, Ю. А. Соколов, П. Л. Тупицин,
Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов
Верификация константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ в расчетах
международного теста OECD/NEA по критической безопасности для MOKC-топлива74
О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. Н. Мантуров
Измерение спектральных характеристик гамма-нейтронного излучения
при взаимодействии 14 МэВ-нейтронов с конструкционными материалами75
С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, О. В. Зацепин, В. В. Намаконов, Ю. А. Соколов,
К. Е. Хатунцев, Д. В. Хмельницкий
Результаты расчетов кинетических параметров бенчмарк-экспериментов
с быстрым спектром нейтронов и различными топливными композициями
О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Г. Н. Мантуров
Сравнительные расчеты параметров нейтронной кинетики по кодам метода Монте-Карло
(MCNP, MMКK, MMК-FK, MMК-PФ)77
О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головко, Г. М. Жердев
Моделирование критических экспериментов на LR-0 по программе TDMCC78
$C.~H.~A$ нтонов, $A.~B.~T$ ихомиров, $C.~B.~3$ арицкий, $A.~H.~\Gamma$ ребенников, $T.~B.~$ Семенова,
А. К. Житник, С. П. Огнев, Н. А. Волков

Верстка В. Н. Долженко

Подписано к печати 15.11.2017 Усл. п. л. 5,0 Уч.-изд. л. 4,5 Тираж 150 экз. Заказ № 356.

Отпечатано в ОНТИ ГНЦ РФ ФЭИ.

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского.