

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

Научно-техническая конференция

**НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ
ПРОБЛЕМЫ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

28—30 ноября 2018 года

Тезисы докладов

Обнинск, 2018

УДК 621.039.51

Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: Сборник тезисов докладов научно-технической конференции / 28—30 ноября 2018 г., Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ. — Обнинск: ГНЦ РФ–ФЭИ, 2018. — 78 с.

В сборнике представлены тезисы докладов научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики», которая проводилась с 28 по 30 ноября 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.

Секция 1.

СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ
РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
И МОДЕЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Многофакторная оценка конкурентоспособности коммерческого энергоблока типа БН в системе энергетики России

П. Н. Алексеев¹, В. Ю. Бландинский¹, А. Л. Баланин¹, А. В. Гроль¹, А. В. Гулевич²,
В. М. Декусар², А. Ф. Егоров², В. В. Коробейников², Е. В. Марова³, А. М. Маслов³,
А. Л. Мосеев², В. А. Невиница¹, П. С. Теплов¹, М. Р. Фаракшин³,
П. А. Фомиченко¹, С. Ф. Шепелев³, А. В. Широков³

¹ НИЦ «Курчатовский институт», Москва

² АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

³ АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Создание двухкомпонентной ядерной энергетической системы (ЯЭС) на базе ВВЭР и реакторов на быстрых нейтронах определено как ключевое направление в разрабатываемой Стратегии ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года. При этом важным является вопрос о конкурентоспособности, которая определяется как комплексный показатель, характеризующий энергоисточник на всех стадиях жизненного цикла с учетом ресурсных, экологических, социально-политических аспектов, а не только приведенной стоимостью производства электричества (LCOE).

Многокритериальный подход, развиваемый авторами [1], объединяет перспективные подходы определения технико-экономических показателей, сценарно-динамического анализа систем энергоисточников и учитывает мировые практики подобных оценок. Сравнение различных энергоисточников на протяжении всего жизненного цикла целесообразно выполнять с учетом влияния сценарно-динамических условий на развитие энергетической системы с анализом чувствительности и неопределенности рассматриваемых показателей при использовании матрицы конкурентных преимуществ.

Продемонстрирован потенциал развития ядерных технологий типа БН в обеспечение улучшения технико-экономических характеристик, повышения уровня безопасности, многоцелевого использования.

Использование предложенных расчетно-аналитических подходов многокритериального анализа обеспечивает представительное сопоставление энерготехнологий и демонстрирует эволюцию ядерных технологий по отношению к энергоблокам — предшественникам.

Развитие предложенных подходов лежит в области более широкого применения сценарно-динамического анализа энергетических систем и снижения неопределенности оценки критериев конкурентных преимуществ.

Список литературы

1. *Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Декусар В.М. и др.* Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2018, № 2.

Исследования потенциала двухкомпонентной системы ЯЭ в разных условиях её развития

А. Л. Мосеев, В. М. Декусар, В. В. Коробейников, В. А. Елисеев

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Исследуются системы ядерной энергетики с различной структурой генерирующих мощностей с замкнутым ядерным топливным циклом. Производится сравнение этих систем по потенциалу развития, соотношению между количеством тепловых и быстрых реакторов и возможностям топливообеспечения. Формулируются требования к характеристике воспроизводства быстрого реактора.

Показано, что системы, включающие усовершенствованные реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, обладающие гибким воспроизводством имеют повышенную устойчивость к возможным изменениям в темпах развития ядерной энергетики.

Представлены результаты моделирования топливного цикла для ряда двухкомпонентных ЯЭС.

Концепция трансмутации минорных актинидов в жидкосолевом реакторе на основе эвтектики LiF-NaF-KF

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

*ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск
m.n.belonogov@vniitf.ru*

Рассматривается концепция утилизации минорных актинидов в жидкосолевом реакторе-дожигателе с быстрым спектром нейтронов на основе эвтектики LiF-NaF-KF. Представлены результаты сравнительной оценки эффективности трансмутации для различных топливных составов и объемов активной зоны реактора в критическом и подкритическом вариантах. Показано, что реактор со стартовой загрузкой обогащенным ураном и минорными актинидами позволяет выйти на потребление только минорных актинидов без дополнительной подпитки обогащенным ураном. В этом случае

убыль минорных актинидов может достигать ~1 т в год в среднем за 50 лет эксплуатации при тепловой мощности установки 1650 МВт. В основном убыль минорных актинидов обусловлена реакцией (n, γ) на изотопах ^{237}Np и ^{241}Am и дальнейшим распадом ядер производных реакции в ^{238}Pu . При этом реактор работает в режиме воспроизводства плутония. Это приводит к росту реактивности в течение кампании, необходимости выгрузки избыточного плутония при перегрузках топлива и значительному накоплению ^{238}Pu с периодом полураспада 87,7 лет, который распадается в ^{234}U . Изотоп ^{234}U имеет большой период полураспада и является α -излучателем, который будет вносить существенный вклад в активность топлива. В докладе приводятся результаты расчетных исследований топливных загрузок, обеспечивающих минимизацию накопления плутония в процессе работы реактора. Показана возможность организации топливного цикла жидкосолевого реактора-дожигателя с минимальной наработкой плутония и сравнительно высокой эффективностью трансмутации минорных актинидов.

Сравнение гомогенного и гетерогенного использования энергетического плутония в ВВЭР

С. В. Цибульский

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Переход к замкнутому топливному в атомной энергетике позволяет рассмотреть способ формирования топливной загрузки ТВЭЛ с отдельным размещением делящихся и сырьевых изотопов. Для этого предлагается сделать разные таблетки из делящегося изотопа (плутония) и сырьевого (урана).

В настоящее время расчеты выполнены для варианта многослойной таблетки.

В центральной части расположен делящийся изотоп, который занимает 10 % от объема ячейки, в периферийной зоне расположен сырьевой изотоп.

Программа UNK была дополнена расчетным модулем, который проводит расчет температур в твэле. В современном виде UNK выполняет решение нейтронно-физической задачи переноса нейтронов, задачу выгорания-эволюции изотопного состава топлива и температурный расчет.

Начальная загрузка формируется из плутония, выделенного из ОЯТ той же ячейки с предыдущей кампании. Облученный плутоний центральной части отправляется на длительное хранение или окончательное захоронение.

В случае размещения энергетического плутония, выделенного из ОЯТ ВВЭР в центральной части топливной таблетки (гетерогенная таблетка), примерно на 20 % уменьшается его загрузка для обеспечения той же кампании, как и в варианте с УОХ-топливом. В гетерогенном варианте на периферии таблетки размещается обедненный уран и после облучения в реакторе плутоний имеет изотопный состав, в который можно многократно использовать для формирования новых загрузок. В отличие от варианта с МОХ-топливом, когда после первого облучения плутоний в ОЯТ не позволяет использовать в последующем.

Сравнительный анализ эффективности трансмутации минорных актинидов в реакторах различного типа

И. А. Волков, М. Н. Белоногов

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск
i.a.volkov@vniitf.ru

По оценкам МАГАТЭ [1], к 2013 году в мире накоплено ~370 тыс. тонн обработанного ядерного топлива (ОЯТ), в котором содержится более 300 тонн минорных актинидов (Np, Am, Cm — МА). Периоды полураспада $T_{1/2}$ некоторых изотопов МА составляют тысячи и миллионы лет, и при длительном хранении они будут вносить основной вклад в радиационную активность и энерговыделение радиоактивных отходов (РАО). Для снижения радиационной опасности направляемых на захоронение РАО рассматривается извлечение минорных актинидов из ОЯТ и их трансмутация в ядерных энергетических установках.

В работе представлены результаты расчетно-теоретического исследования эффективности трансмутации МА в твердотопливном быстром реакторе типа БРЕСТ-1200 [1—2], в расплавносолевом реакторе MOSART [3—5] на основе соли LiF-NaF-BeF₂ и в быстром расплавносолевом реакторе на основе эвтектики LiF-NaF-KF [6—9]. Показано, что для реактора на основе соли LiF-NaF-KF со стартовой загрузкой обогащенным ураном и минорными актинидами эффективность трансмутации примерно на порядок выше по сравнению с другими типами рассмотренных реакторов. При этом уже после ~300 эфф. суток в реактор можно подгружать только минорные актиниды без дополнительной подпитки обогащенным ураном.

Список литературы

1. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ // Атомная энергия. — 2000. — Т. 89. — Вып. 5. — С. 355—361.
2. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ // Атомная энергия. — 2000. — Т. 89. — Вып. 5. — С. 362—365.
3. Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel. TECDOC-1626. — Vienna, IAEA, 2009.
4. Ignatiev, V., Feynberg, O. Progress in Development of Li, Be, Na/F Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter Concept [Electronic resource]: www.torium.se/res/Documents/7548.pdf. International Congress on Advanced in Nuclear Power Plants, Société Française d'Énergie Nucléaire. — 2007.
5. Ignatiev, V., Feynberg, O., et al. Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th-U support: Fuel cycle flexibility and key material properties [Text] // Annals of Nuclear Energy, 2014, Vol. 64, p. 408—420.
6. Лизин А.А., Томилин С.В., Гневашов О.Е. и др. Растворимость PuF₃, AmF₃, CeF₃, NdF₃ в расплаве LiF-NaF-KF // Атомная энергия, 115(1), 11-16 (2013).
7. Лизин А.А., Томилин С.В., Гневашов О.Е. и др. Растворимость UF₄ и ThF₄ в расплаве LiF-NaF-KF // Атомная энергия, 115(1) 20-22 (2013).

8. Дегтярёв А.М., Мясников А.А., Коляскин О.Е. и др. Жидкосолевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых изотопов // Атомная энергия, 114(4), 225-232 (2013).
9. Дегтярёв А.М., Пономарёв Л.И. Быстрый жидкосолевой реактор на основе LiF-NaF-KF // Атомная энергия, 112(6), (2012).

Экспортный потенциал российских быстрых реакторов и технологий замкнутого ядерного топливного цикла

Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, А. Н. Чебесков

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

В настоящее время Россия является признанным мировым лидером по количеству ядерных энергоблоков, сооружаемых за рубежом. В долгосрочной перспективе планируется существенное расширение масштабов международного бизнеса, что отражено в целевых показателях Госкорпорации «Росатом» и ее организаций. В частности, портфель зарубежных проектов Госкорпорации «Росатом» на 2017 г. включает 34 ядерно-энергетических блока. Госкорпорация «Росатом» — единственная в мире компания, обладающая компетенциями по всем направлениям использования атомной энергии, на всех этапах жизненного цикла атомных объектов.

Ключевым конкурентным преимуществом Госкорпорации «Росатом» на мировом рынке атомной энергии является интегрированное предложение по оказанию услуг сооружения, эксплуатации и обслуживания АЭС за рубежом. Как ответственный поставщик атомных технологий, Госкорпорация «Росатом» обеспечивает комплексное решение при реализации проектов сооружения АЭС, активно содействуя развитию атомной энергетики в других странах при строгом соблюдении международных норм и соглашений в области нераспространения оружейных материалов и технологий.

В настоящее время в нашей стране в качестве стратегического направления рассматривается создание и развитие т.н. двухкомпонентной ядерной энергетики, состоящей из быстрых и тепловых реакторов, работающих в едином замкнутом топливном цикле. Создание новой ядерно-энергетической системы может существенно изменить возможности России на международном рынке ядерных технологий.

Россия является единственной в мире страной, в которой технология реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем вступила в этап ее коммерциализации. В течении почти 40 лет успешно эксплуатируется реактор БН-600, проводятся работы по переводу реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом, оптимизируется по технико-экономическим показателям проект реактора БН-1200, который рассматривается в качестве головного коммерческого блока реактора на быстрых нейтронах.

Продолжаются работы по быстрым реакторам со свинцовым теплоносителем и с пристанционным размещением инфраструктуры ядерного топливного цикла.

В связи с успешной разработкой новых ядерно-энергетических технологий неизбежно возникает вопрос о возможности повышения экспортного потенциала существующих ядерно-энергетических технологий тепловых реакторов за счет синергии с быстрыми реакторами и возможно экспорта этих технологий за рубеж.

В докладе обсуждаются возможности повышения экспортного потенциала Госкорпорации «Росатом» за счет использования технологий быстрых реакторов в расширении пакета сервисных услуг в заключительной стадии ядерного топливного цикла. Обсуждаются также проблемы экспорта быстрых реакторов с технологиями замкнутого ядерного топливного цикла с учетом руководящих принципов основополагающих документов МАГАТЭ по экспорту оборудования и ядерных материалов с выполнением всех условий по обеспечению режима нераспространения ядерного оружия.

О возможности выжигания америция в быстрых реакторах

А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов, Л. В. Коробейникова, М. В. Крячко

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

В. М. Троянов

Концерн «Росэнергоатом»

Америций — сильный поглотитель нейтронов, в спектре быстрого реактора он почти не делится. В результате захвата нейтронов он превращается в другие нуклиды, среди которых встречаются делящиеся. В основном это относится к превращениям $^{241}\text{Am}+n = ^{242}\text{Cm}$ (162 сут) $\rightarrow ^{238}\text{Pu}+\alpha$, делящимся в этой цепочке превращений оказывается ^{238}Pu . После выдержки в течение 3—4 лет образовавшийся плутоний должен быть выделен и направлен в топливо, где он и сгорит.

Для другого изотопа америция характерна другая цепочка превращений ($^{243}\text{Am}+n = ^{244}\text{Cm}$), в результате чего образуется опять же неделящийся кюрий-244 с периодом полураспада ~18 лет. Поэтому другим необходимым условием выжигания тяжелых изотопов америция является длительное (~100 лет) контролируемое хранение выделенного при переработке кюрия, за которое кюрий-244 превратится в плутоний-240, который также необходимо выделить и направить для выжигания в топливо. Оставшиеся долгоживущие (тысячи и миллионы лет) изотопы кюрия, которые составляют ~5 % от массы увиденного америция, требуют окончательного захоронения.

В реакторе трансмутирует только 20—30 % америция, оставшийся америций необходимо выделять и вновь направлять в реактор на трансмутацию. При этом количество трансмутированного америция напрямую зависит от его загрузки в реактор: чем больше загрузка, тем больше масса трансмутированного америция. Наиболее эффективно размещение америция непосредственно в топливе: введение америция в топливо активной зоны БН-800 в количестве 15 % т. ат. позволяет трансмутировать до 420 кг америция в год.

В то же время ввиду летучести америция его размещение в топливе представляется весьма проблематичным. Избежать этой проблемы можно при размещении америция в боковом экране в виброуплотненной матрице из оксида обедненного урана. Однако объем трансмутации в боковом экране будет гораздо меньше и составит ~50 кг в год. Замена урановой виброуплотненной матрицы на инертную (из оксидов алюминия и магния) позволит увеличить объем трансмутации в полтора раза. Доля трансмутируемого америция в боковом экране меньше, чем в активной зоне, и составляет около 10 %. Оставшийся америций необходимо также выделять и возвращать в реактор на повторное выжигание.

Радикально снизить объем возвращаемого на повторное выжигание америция можно за счет использования специальных устройств с замедлителем (гидридом циркония). В БН-800 такие устройства можно разместить только в боковом экране. В этом случае доля трансмутируемого америция возрастет до ~85 %, и при том же объеме трансмутации (50 кг/год) возвращать на повторное дожигание потребуется только 10 кг.

Для выжигания америция пригодны только быстрые реакторы ввиду свойственного им высокого нейтронного потока и большого избытка нейтронов, или специальные установки с быстрым спектром нейтронов.

Америций в основном образуется не в реакторе, а при хранении ОЯТ и выделенного из него плутония [17]. Поэтому самым простым способом его выжигания является исключение длительного хранения ОЯТ и использование плутония с высоким содержанием изотопа ^{241}Pu в качестве топлива быстрых реакторов, где он эффективно делится.

Секция 2.

ФИЗИКО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ
СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Развитие направления SCWR от концепции до тестового реактора

А. П. Глебов, Ю. Д. Баранаев, И. В. Московченко, П. Л. Кириллов

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Ядерный реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления (СКД) — SCWR (Supercritical Water-cooled Reactor), принят в качестве одного из перспективных реакторов IV поколения в рамках Международного форума «Поколение-IV» (МФП). По этой программе концептуальные предложения SCWR разрабатывают более 45 организаций в 16 странах с развитой атомной энергетикой.

Концепция SCWR основывается на реализации прямоточной одноконтурной схемы ЯЭУ, охлаждаемой водой СКД. Внедрение ЯЭУ этого типа позволит повысить КПД до 45 %, увеличить коэффициент воспроизводства топлива, снизить металлоемкость и строительные объемы, улучшить экономические и экологические показатели.

Страны, участвующие в МФП по направлению SCWR первоочередной задачей считают разработку реактора с тепловым спектром нейтронов и урановым топливом, но на последующих этапах, при увеличении проблем с хранением отработанного ядерного топлива (ОЯТ) и младших актинидов (МА), возможен переход к реактору с быстрым спектром нейтронов, МОХ-топливу и замкнутому топливному циклу (ЗТЦ). В рамках МФП разрабатываются различные варианты SCWR, отличающиеся параметрами теплоносителя и схемами его циркуляции в активной зоне. Созданы группы по исследованию вопросов физики, теплогидравлики, теплообмена, материалов, подготовки кадров.

В результате проведенных исследований в течение ~15 лет в ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБ «Гидропресс», НИЦ «Курчатовский институт» водоохлаждаемых реакторов с СКД с тепловым и быстрым спектрами нейтронов представляется более перспективной разработка реактора с быстрым спектром нейтронов. В течение ~10 лет в ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» ведется совместная работа по концептуальному проекту ВВЭР-СКД — одноконтурной РУ с СКД теплоносителя с быстро-резонансным спектром нейтронов мощностью $N_0 = 1700$ МВт. Этот реактор признан перспективой развития технологии ВВЭР с возможностью использования уранового топлива и перехода в перспективе на МОХ-топливо на основе (U-Pu-Th) и к ЗТЦ. Госкорпорацией «Росатом» признается это направление как инновационное, были подписаны системные договоренности об участии России в работе МФП по направлению SCWR.

В ходе разработки SCWR необходимо решить комплекс научно-технических проблем:

- разработка и верификация расчетных кодов улучшенной оценки для нейтронной физики, гидродинамики и теплообмена воды СКД в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны и во всем реакторе;
- разработка конструкций твэлов и ТВС, обоснование их работоспособности;
- анализ устойчивости реактора при переходных и аварийных режимах;
- выбор жаропрочных конструкционных материалов для твэлов с высокой стойкостью к коррозии, коррозионному растрескиванию;
- обоснование и разработка оптимального водно-химического режима.

Некоторые из этих проблем исследуются при стендовых и петлевых испытаниях, однако для решения большинства указанных проблем, а также обоснования технологии SCWR с целью последующего лицензирования, необходимо создание экспериментального — тестового реактора. В «Дорожной карте», разрабатываемой в рамках МФП, на ближайшие 10 лет основное усилие направлено на разработку экспериментального реактора небольшой мощности. Можно планировать в течение первых пяти лет завершить разработку концепции и проекта этого реактора и в последующие 5 лет — сооружение установки.

Поскольку указанные выше проблемы общие для реакторов с тепловым или быстрым спектрами нейтронов, то такой проект может быть международным.

В некоторых странах с развитой атомной энергетикой уже выполнены проекты ЯЭУ с СКД, в которых показано, что эти реакторы позволяют, при выполнении всех требований по безопасности, улучшить экономику (на 20—40 %) и по сравнению с реакторами Поколения-3+. В работе приводится краткое описание этих проектов.

Применительно к варианту реактора ВВЭР-СКД $N_3 = 1700$ МВт в работе приводятся результаты расчетов топливных циклов с урановым, МОХ (U, Pu, Th) и нитридным топливами. Обосновывается использование ЯЭУ в ЗТЦ с учетом выжигания МА.

Предлагаются различные варианты тестового реактора. Приводятся результаты предварительных нейтронно-физических, теплогидравлических расчетов активной зоны и схемные решения по экспериментальной установке.

Облучательное устройство для быстрого реактора большой мощности

М. С. Камович, В. Ю. Стогов, О. С. Гурская

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Для медицинского применения требуется изотоп кобальт-60 высокой активности (не менее 250 Ки/г), в то время как для технического применения достаточно 40—50 Ки/г. Этот изотоп нарабатывается в тепловом спектре нейтронов, но из-за низкого нейтронного потока в тепловых реакторах высокой активности достичь невозможно. В быстрых реакторах можно совместить высокий нейтронный поток и тепловой спектр, если использовать облучательные устройства с сильным замедлителем (гидридом циркония). Но эти устройства требуют защиты от выходящих наружу тепловых нейтронов, которые могут привести к перегреву топливных ТВС.

Попытки наработки кобальта-60 в быстрых реакторах (БН-600) уже предпринимались. Были разработаны и облучены устройства, содержащие защиту (оксид европия), замедлитель (гидрид циркония) и сам кобальт в штатном чехле ТВС БН-600 (96 мм под ключ). Но в такой конструкции доля замедлителя оказалась недостаточной для достижения высокой активности кобальта.

Конструкция устройства была усовершенствована, поглотитель (оксид европия) удален, блоки замедлителя увеличены, что позволило достигать требуемой активности кобальта. Защита устройства была вынесена наружу — облучательное устройство окружалось стальными сборками. Получились облучательные кластеры, состоящие из 7 сборок — само устройство и 6 окружающих его стальныхборок защиты.

В реакторе большой мощности поперечный размер ТВС (181 мм) почти вдвое больше, чем в БН-600. Попытки масштабирования (т. е. расширения блоков замедлителя для заполнения всего чехла ТВС) и окружение такого устройства шестью стальными сборками показали, что требуемый уровень активности кобальта не достигается (получается не более 50 Ки/г). Т. е. перенос разработанной для БН-600 конструкции облучательного кластера на реактор большой мощности невозможен.

Причины слабой активации при попытке масштабирования облучательного кластера: слишком большие размерыборок привели как к двукратному снижению скоростей захвата нейтронов за счет их поглощения вбороках стальной защиты, так и к большой (трехкратной) неравномерности активации по кольцу нарабатываемого элемента.

Автором было предложено взять за основу облучательное устройство, разработанное для БН-600, а свободное место между кольцевым блоком замедлителя и чехлом ТВС заполнить стальными прутьями. В результате получился облучательный кластер, размещенный в чехле одной штатной ТВС большого реактора.

Оценочные расчеты показали, что за кампанию (5 лет) в таком устройстве достигается средняя удельная активность кобальта 150 Ки/г.

Выводы:

– Для наработки кобальта высокой активности в реакторе большой мощности масштабированную конструкцию кластера из БН-600 использовать нельзя, она не позволяет обеспечить требуемую активность.

– Автором предложена конструкция, соединяющая блоки замедлителя, разработанные для БН-600, и стальную защиту в единой сборке реактора большой мощности. Она позволяет за кампанию топлива (5 лет) нарабатывать кобальт активностью 150 Ки/г.

Список литературы

1. Голубев В.И., Долгов Е.В., Ефремов А.И., Звонарев А.В., Коробейников В.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование облучательных устройств для наработки кобальта-60 // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. — 1991. — Выпуск 4. — С. 56—70.
2. Звонарев А.В., Коробейников В.В. и др. Получение ^{60}Co в БН-350 // Атомная энергия. — 1994. — Т. 77, вып. 6. — С. 454—457.
3. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Романов Е.Г., Тихончев М.Ю., Топоров Ю.Г. Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600 // Известия Самарского научного центра Российской академии наук. — 2014. — Т. 16. — № 6. — С. 112—118.

Расчетно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60. Часть 2

А. В. Боев, А. Р. Белозерова, И. Ю. Жемков, О. В. Ишунина,
Ю. В. Набойщиков, В. В. Павлов, Т. И. Чернышева

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

Реактор БОР-60 активно используется для проведения облучательных экспериментов в обоснование действующих, сооружаемых и проектируемых ядерных реакторов. Большинство из этих исследований проводится в активной зоне реактора с использованием различных типов облучательных устройств. Однако в последние годы повышается интерес к проведению реакторных испытаний в боковом экране (БЭ) реактора БОР-60, что связано с несколькими факторами: доступность ячеек БЭ, слабое влияние на нейтронно-физические характеристики (НФХ) реактора и его безопасность, широкий диапазон условий облучения (температура, плотность потока нейтронов, повреждающие дозы, спектр нейтронов), стоимость облучения.

Опыт расчетно-экспериментальных исследований, проведенных в стальном БЭ реактора БОР-60, показал, что расчетные и экспериментальные значения НФХ согласуются хуже, чем это было в воспроизводящем (урановом) БЭ. Кроме того, в БЭ наблюдается существенная радиальная неравномерность распределения НФХ, что с учетом отсутствия ориентации исследуемых образцов относительно центра активной зоны ограничивает возможности использования БЭ реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований. Поэтому проведение детальных расчетно-экспериментальных исследований пространственно-энергетического распределения

нейтронов в сборке стального бокового экрана реактора БОР-60 является важной и актуальной задачей.

Ключевые слова: *реактор БОР-60, боковой экран, флюенс нейтронов, облучательное устройство.*

Кипящий реактор с тесной решеткой твэлов — одноконтурный водоохлаждаемый БР

В. А. Пивоваров

ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Предложена оригинальная концепция активной зоны кипящего реактора с уменьшенным замедлением нейтронов, в которой отрицательный пустотный эффект реактивности обеспечивается не за счет повышенной утечки нейтронов в аксиальном направлении, а за счет иного физического принципа.

Вместо традиционного уплощения активной зоны предлагается специальная гетерогенная компоновка, в которой наряду с тепловыделяющими сборками с тесной решеткой твэлов (диаметр твэла 13,5 мм, расстояние между твэлами 1,3 мм), содержащими уран-плутониевое (МОХ) топливо, имеются тепловыделяющие сборки с уран-ториевым топливом (UO_2+ThO_2), с малым (~1 %) начальным содержанием ^{233}U или ^{235}U и увеличенным водо-топливным отношением (диаметр твэла 12,6 мм, расстояние между твэлами 2,2 мм).

Уран-ториевые сборки и обеспечивают отрицательную составляющую эффекта реактивности при обезвоживании активной зоны.

Органы СУЗ в виде поглощающих стержней из карбида бора с обогащением 80 % по ^{10}B , размещаются только в кассетах с уран-ториевым топливом с более мягким нейтронным спектром и, соответственно, с большей эффективностью бора, чем кассеты с МОХ-топливом. В воспроизводящие бланкеты загружается обедненный уран (0,2 % ^{235}U).

Результаты расчета предложенного кипящего реактора тепловой мощностью 3000 МВт(т) показали возможность достижения коэффициентом воспроизводства в пределах 0,96—1,0 при отрицательном пустотным эффектом реактивности (–0,2 %).

Основные достоинства предлагаемой концепции — одноконтурная схема, умеренные технологические параметры, близкие к традиционным кипящим реакторам, позволяющие использовать имеющиеся конструкционные материалы и оборудование.

Секция 3. МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ

Верификация мировых библиотек оцененных ядерных данных для (n,γ)-задач на основе базовых интегральных экспериментов в рамках программного комплекса RTS&T

**А. А. Пряничников¹, А. С. Симаков¹, И. И. Дегтярев², Ф. Н. Новоскольцев²,
Е. В. Алтухова², Ю. В. Алтухов², Р. Ю. Синюков², А. И. Блохин³**

¹ Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Физический институт им. П.Н. Лебедева Российской академии наук, Физико-технический центр, Протвино, Россия

² Федеральное государственное бюджетное учреждение Институт физики высоких энергий имени А.А. Логунова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (ИФВЭ), Протвино, Россия

³ Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук

Целью настоящей работы является верификация актуальных версий мировых библиотек, оцененных ядерных данных ENDF/B VII.1, ENDF/B VIII.0, РОСФОНД, 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 для (n,γ)-задачи на основе интегральных экспериментов, включенных в коллекцию Shielding Integral Benchmark Archive and Database (SINBAD) [1] с использованием программного комплекса реперного класса точности RTS&T [2]. В комплексе RTS&T уравнение связанного переноса многокомпонентного излучения решается методом Монте-Карло на основе прямого использования файлов оценённых ядерных данных, представленных формате ENDF-6, для систем с произвольной трёхмерной геометрией. В процессе подготовки файлов констант используются процедуры пакетов ENDF/B PREPROCESSING CODES (v. PREPRO2017) [3], NJOY2016 [4], GRUCON [5], CALENDF [6]. В работе приведены выборочные результаты тестирования.

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

Список литературы

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

4. *MacFarlane R.E., Muir D.W., Boicourt R.M., Kahler A.C. and Conlin J.L.* The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016. Ed. By A.C. Kahler. LAUR-17-20093. Los Alamos National Laboratory, Dec. 2016, <https://njoy.github.io/NJOY2016>.
5. *Sinitsa V.V., Rineisky A.A.* GRUKON — Package of applied computer programs and operating procedures of functional modules, Rep. IPPE -7220, Obninsk (1986) (in Russian), Rep. INDS (CCP)-344, Vienna, 1993 (in English) <https://www-nds.iaea.org/grucon/>.
6. *Sublet J.C., Ribon P., Coste-Delclaux M.* CALENDF-2010: User Manual, Tech. Rep. CEA-R-6277, ISSN 0429-3460, CEA (2011).

Исследование реактивности ВВЭР в режиме с неконтролируемым извлечением группы ОР СУЗ при минимально возможном начальном потоке нейтронов

А. Л. Николаев, М. А. Увакин

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск Московской обл., ул. Орджоникидзе, 21

Рассматривается аварийный режим класса RIA с неконтролируемым извлечением группы ОР СУЗ при минимально возможном потоке нейтронов в исходном состоянии, соответствующем началу значимых показаний аппаратуры контроля нейтронного потока. Обычно анализ данного режима проводится для состояния на МКУ мощности, что не позволяет говорить о максимальной величине положительной реактивности, введенной в активную зону, поскольку повышение уровня мощности и соответствующее действие обратных связей возникают сравнительно быстро. В случае с меньшими начальными значениями потока нейтронов достижение уровней мощности, порядка нескольких процентов от номинального требует определенного времени даже при малом периоде реактора. За это время аварийно извлекаемая группа может ввести значимую величину положительной реактивности.

Целью работы является определение максимально возможной величины реактивности, которая может быть введена в реактор при неконтролируемом извлечении наиболее эффективной группы ОР СУЗ при пуске реактора с уровнем мощности, меньших значений МКУ. Проведен ряд расчетов для РУ ВВЭР проекта АЭС-2006. Рассмотрены критические состояния реактора при пуске, а также состояния с малой подкритичностью для различных моментов топливной кампании нескольких топливных загрузок. Сделан ряд практически значимых выводов о ходе протекания режима и предложены рекомендации для учета в анализах безопасности.

Список литературы

1. *Сергеев И.А., Горбаев В.А., Терехов Д.В.* Аппаратура контроля нейтронного потока в проекте Нововоронежской АЭС-2 // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2017, № 03, с. 108—120.
2. Программный комплекс КОРСАР/ГП. Аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009. Ростехнадзор.

О требованиях и рекомендациях регулирующего органа к определению погрешности нейтронно-физического расчета

Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

При проектировании и обосновании безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) федеральные нормы и правила (ФНП) требуют использования консервативного подхода. Определение консервативного подхода приведено в [1]: консервативный подход — это подход к проектированию и конструированию, когда при анализе аварий за счет выбора значений параметров и характеристик атомных станций (АС) и площадки АС и (или) других методов обеспечивается получение более неблагоприятных результатов.

Безопасность ОИАЭ, в основном, обосновывается расчетным путем. Пусть в результате расчета определена величина $A \pm \Delta A$, где ΔA — погрешность определения, например, в простейшем случае — максимальное отклонение (все величины положительные). Мы должны сравнить величину A с величиной B , которую она не должна превышать, или быть заведомо больше нее. Тогда для сравнения с величиной B , которая является, например, минимальной эффективностью аварийной защиты, мы должны взять величину $A - \Delta A$, а при ограничении линейного энерговыделения твэла $A + \Delta A$.

Документ [2] требует, чтобы программные средства (ПС) были аттестованы, результатом аттестации является аттестационный паспорт ПС. Аттестационный паспорт содержит Приложение, в котором указываются погрешности рассчитываемых по ПС величин. Они устанавливаются в результате верификации ПС. Соответствующие определения аттестации и верификации, а также форма аттестационного паспорта содержатся в документах [3, 4].

Таким образом, можно сказать, что для реализации принципа консерватизма в расчетах, кроме определения самой величины необходимо определить максимальное отклонение. Это может быть сделано различными путями. Например, одним из них может быть определение погрешности посредством статистической обработки отклонений, после чего могут быть выбраны доверительная вероятность и доверительный интервал для значения погрешности, и если доверительная вероятность близка к 1, то именно эту величину можно считать максимальным отклонением.

Приведенные выше комментарии к требованию ФНП о соблюдении принципа консерватизма, касающиеся определения погрешности, охватывают, по нашему мнению, большинство, но не все возможные случаи. Кроме того, в ряде случаев ФНП требуют определения реалистических (неконсервативных) величин.

Рекомендации регулирующего органа по выполнению требований ФНП даются в руководствах по безопасности (РБ). В РБ-061-11 [5] даются рекомендации к определению погрешности нейтронно-физических расчетов. Здесь мы не будем их перечислять, укажем только на одну особенность определения погрешности нейтронно-физического расчета.

Линейное уравнение переноса нейтронов, которое лежит в основе нейтронно-физического расчета, является точным. Коэффициенты (нейтронно-физические кон-

станты), входящие туда, определяются отдельно. В [5] рекомендуется вывести их за пределы процедуры аттестации ПС и рекомендуя использовать систему констант (библиотеку) РОСФОНД [6]. Уравнение переноса с заданными константами имеет решение [7]. В настоящее время имеются ПС, которые могут получить решение уравнения переноса с известной точностью, как используя метод Монте-Карло, так и детерминистические методы при известной точности констант. Поэтому инженерные (приближенные) методы расчета всегда можно сравнить с более точным решением и получить из этого сравнения оценку погрешности. Этот факт широко используется при верификации инженерных ПС.

Отметим еще одну рекомендацию, которая наиболее актуальна для нейтронно-физического расчета реактора ВВЭР, но справедлива и для других типов реактора. Одним из распространенных методов оценки погрешности является сравнение рассчитываемого параметра с результатами его измерений на действующей установке. В РБ-074-12 [8] на примере измерения эффективности аварийной защиты и сравнения значения этого параметра с расчетной величиной даются рекомендации по определению погрешности. В общем виде эти рекомендации можно сформулировать следующим образом. Часто измеряется не та величина, которая рассчитывается. При этом такой расчет может быть не только сложным и иметь собственную погрешность, но может включать дополнительные параметры, которые так же имеют погрешность. При этом полученная таким образом величина продолжает считаться «измеренной», несмотря на то, что на самом деле она является уже расчетно-экспериментальной величиной. Обращается внимание на то, что полная погрешность величины, которая считается «измеренной», будет содержать погрешность расчета и погрешность дополнительно вводимых параметров, которая может быть существенной.

Список литературы

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17.12.2015 № 522.
2. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (НП-082-07), утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10.12.2007 № 4.
3. Инструкция об организации и проведении экспертизы применяемых при обосновании и (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии (РД-03-33-08), утверждена приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 19.09.2008 № 634.
4. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии (РД-03-34-2000), утверждены приказом начальника Госатомнадзора России от 28.12.2000 № 122.
5. Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты» (РБ-061-11), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 06.05.2011 № 228.

6. Коцеев 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.
7. Шихов С.Б. Математическая теория реакторов. Линейный анализ. — М.: Атомиздат, 1972.
8. Положение о рекомендациях по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок с ВВЭР (РБ-074-12), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24.04.2012 № 264.

Сравнительный анализ результатов численного моделирования и экспериментальных данных для пробегов ионов углерода в гомогенных фантомах с использованием программного комплекса RTS&T

**А. А. Пряничников¹, А. С. Симаков¹, М. А. Белихин¹, И. И. Дегтярев²,
Ф. Н. Новоскольцев², Е. В. Алтухова², Ю. В. Алтухов², Р. Ю. Синюков²**

¹ Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Физический институт им. П.Н. Лебедева Российской академии наук, Физико-технический центр, Протвино, Россия

² Федеральное государственное бюджетное учреждение Институт физики высоких энергий имени А.А. Логунова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (ИФВЭ), Протвино, Россия

Правильная оценка длин свободного пробега ионов углерода является одной из ключевых задач для дистанционной лучевой терапии онкологических заболеваний тяжелыми заряженными частицами. Использование пучков ионов углерода позволяет качественно улучшить пространственные дозные распределения в сравнении с использованием пучков электронов и γ -квантов. Замена традиционных методов дистанционной радиационной терапии на пучки протонов или ионов углерода позволит добиться снижения дозой нагрузки на окружающие опухоль здоровые участки ткани. В настоящей работе приведены результаты сравнительного анализа теоретических (полученных на основе статистического моделирования в рамках комплекса RTS&T [1]) и экспериментальных данных для пробегов ионов углерода в гомогенных фантомах.

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

Список литературы

1. Degtyarev I.I., Novoskoltsev F.N., Liashenko O.A., Gulina E.V., Morozova L.V. The RTS&T-2014 code status, Nuclear Energy and Technology, v.1, Issue 3, November 2015, p.222—225.

Оптимизация параметров расчётной схемы при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU

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

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

В последние годы в атомной отрасли наметилась тенденция к использованию реализующих метод Монте-Карло программ для прецизионного моделирования выгорания полномасштабных активных зон или фрагментов активных зон реакторных установок типа ВВЭР-1000 [1, 2].

Использование в активной зоне ВВЭР-1000 твэгов — тепловыделяющих элементов с интегрированным в топливо выгорающим поглотителем в виде оксида гадолиния, позволяет частично связать запас реактивности на выгорание в начальный период кампании реактора с постепенным высвобождением реактивности в процессе работы реактора. Входящие в состав твэгов изотопы гадолиния ^{155}Gd и ^{157}Gd обладают большими сечениями поглощения тепловых нейтронов. Вследствие этого наблюдается так называемый эффект «обгорания» поглотителей, вызванный сильной резонансной и пространственной самоэкранировкой сечений поглощения ^{155}Gd и ^{157}Gd . Для корректного решения системы уравнений изотопной кинетики необходимо как можно более точно рассматривать быстрое выгорание гадолиния на поверхности твэга. Этого можно добиться, если разбить твэги на большое число радиальных зон малого размера. Выгорание топлива и поглотителя происходит с существенно разной скоростью, поэтому расчёты выгорания необходимо проводить с очень малым шагом по времени. Уменьшение шага пропорционально увеличивает полное расчётное время, а увеличение числа радиальных зон в разбиении твэгов уменьшает объём регистрационной области, и, следовательно, уменьшается точность статистической оценки одногрупповых микроскопических сечений и плотностей потоков нейтронов в этих зонах. Однако, уменьшение скорости выгорания поглотителя, вызванное увеличением шага расчёта можно, в некоторой мере, скомпенсировать уменьшением числа радиальных зон, и, таким образом, найти оптимальное сочетание шага расчёта и числа радиальных зон.

Для проведения исследования, направленного на поиск оптимальных параметров расчётной схемы, рассматривалась бесконечная по высоте решётка ТВС с наибольшим числом твэгов и максимальным содержанием Gd_2O_3 среди всех типов ТВС, используемых в момент проведения исследования для формирования топливной загрузки реакторов ВВЭР-1000. Рассматриваемая ТВС содержит твэлы с уран-оксидным топливом обогащением 4,95 вес. % по ^{235}U и 27 твэгов с обогащением 3,6 вес. % по ^{235}U и содержанием Gd_2O_3 8 вес. %.

С использованием реализующей метод Монте-Карло программы MCU [3] проведены расчёты коэффициента размножения нейтронов в зависимости от глубины выгорания топлива для двумерной решётки ТВС. Рассматривались варианты с числом радиальных зон в разбиении твэгов $N_R = 3; 5; 10; 20$ и шагом по выгоранию $d_B = 0,1; 0,2; 0,5; 1$ МВт·сут/кгU. Радиальные зоны имеют одинаковую толщину. Расчёты проводились до значения средней глубины выгорания топлива в ТВС

30 МВт·сут/кгU со средними теплофизическими параметрами: температура топлива 854 °С, температура теплоносителя 313 °С, плотность теплоносителя 0,701 г/см³, постоянная тепловая мощность 109 Вт/см³, концентрация борной кислоты в теплоносителе 2,7 г/кг. Во всех расчётах начальный изотопный состав топлива включал в себя равновесные концентрации ¹³⁵Xe и ¹⁴⁹Sm. На каждом временном шаге моделировалось 18 млн нейтронных историй, что обеспечивает оценку эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{\text{эф}}$ со статистической погрешностью (одно стандартное отклонение) не более 0,03 %. При расчёте эффективного коэффициента размножения нейтронов использовалась комбинированная оценка по столкновениям и поглощениям. Все расчёты проведены на кластере НРС2 — массивном кластере для параллельных вычислений, входящем в состав вычислительных ресурсов МВК НИЦ «Курчатовский институт» [4].

Для решения системы уравнений изотопной кинетики в программе MCU используется модуль выгорания BURNUP [5]. Имеется две опции расчёта: опция «С» — микроскопические сечения и плотности потоков нейтронов на шаге постоянны и опция «L» — микроскопические сечения и плотности потоков нейтронов на шаге линейно зависят от времени (метод «предиктор — корректор»).

Для модели бесконечной по высоте решётки ТВС при использовании параметров моделирования $N_R = 5$, $d_B = 0,5$ МВт·сут/кгU проведены расчёты выгорания с опцией «L» и «С». Использование опции расчёта «С» заметно занижает значение коэффициента размножения нейтронов. Максимальное отклонение между двумя расчётами достигает 0,9 %. Следовательно, моделирование выгорания содержащих выгорающие поглотители полномасштабных активных зон или фрагментов активных зон ВВЭР-1000 необходимо проводить с использованием метода «предиктор — корректор». Во всех нижеописанных расчётах, проведённых с целью определения оптимальных параметров моделирования, использовалась опция «L».

С использованием многопроцессорного вычислительного кластера проведено моделирование выгорания бесконечной по высоте решётки ТВС с числом радиальных зон $N_R = 20$, шагом по выгоранию $d_B = 0,1$ МВт·сут/кгU и числом моделируемых историй на каждом шаге расчёта $N_{\text{hist}} = 200$ млн.

Данный расчёт принят как реперный. Кроме того, проведено моделирование выгорания бесконечной по высоте решётки ТВС с различными значениями шага по выгоранию $d_B = 0,1; 0,2; 0,5; 1$ МВт·сут/кгU и различным числом радиальных зон $N_R = 3; 5; 10; 20$.

Показано, что оптимальными параметрами расчётной схемы являются следующие значения: число радиальных зон $N_R = 5$ и шаг расчёта $d_B = 0,5$ МВт·сут/кгU либо $N_R = 10$ и $d_B = 0,2$ МВт·сут/кгU. При использовании указанных параметров расчётной схемы методическая погрешность расчёта (среднее квадратическое отклонение) коэффициента размножения нейтронов не превышает 0,14 % для первого набора параметров и 0,04 % для второго набора параметров. Однако, при использовании второго набора параметров полное время расчёта в два с половиной раза превышает время счёта при использовании первого набора параметров.

Список литературы

1. *Lötsch T.* Fuel assembly burnup calculations for VVER fuel assemblies with the MONTE CARLO code SERPENT // *Kerntechnik*, 2014. — Vol. 79, No. 4, pp. 295—302.
2. *Aleshin S.S., Bikeev A.S., Bolshagin S.N., Kalugin M.A., Kosourov E.K., Pavlovichev A.M., Pryanichnikov A.V., Sukhino-Khomenko E.A., Shcherenko A.I., Shcherenko A.I., Shkarovskiy D.A.* Calculations of 3D full-scale VVER fuel assembly and core models using MCU and BIPR-7A codes // *Kerntechnik*, 2015. — Vol. 80, No. 4, pp. 326—338.
3. *Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С. и др.* Статус MCU-5 // *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2011. — № 4. — С. 5—23.
4. Центр коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» [Электронный ресурс] // sckr.nrcki.ru: [сайт].
5. *Юдкевич М.С.* Пакет прикладных программ BURNUP для расчёта изотопного состава материалов работающего реактора // *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2011. — № 4. — С. 24—28.

Реализация возможности расчета радиационного энерговыделения в программе MCU-PTR с использованием KERMA-факторов

А. С. Бикеев, М. А. Калугин, А. Н. Кузнецов, Д. А. Шкаровский

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

Программа «MCU-PTR с банком данных MDBPT50» [1], разработанная НИЦ «Курчатовский институт» и аттестованная Ростехнадзором [2], предназначена для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и весовыми (неаналоговыми) методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в ядерных реакторах с учётом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании.

В работе рассмотрена реализация возможности расчета радиационного энерговыделения в конструкционных материалах по программе MCU-PTR с помощью нейтронных и фотонных сечений радиационного энерговыделения, так называемых KERMA-факторов (KERMA — Kinetic Energy Release in Materials). Радиационное энерговыделение в материалах реактора определяют путём «взвешивания» этих сечений по спектру нейтронов и фотонов, который формируется в рассматриваемых материалах. Данный метод расчета широко распространён и используется, в том числе, в программе MCNP [3].

Для расчёта энерговыделения с помощью KERMA-факторов в программе MCU-PTR используется входящий в ее состав подмодуль регистрационного модуля DOSIM, который работает с активационными сечениями нейтронов и фотонов. В случае использования KERMA-факторов вместо активационных сечений все вычисления выполняются так же, как и обычно, с той лишь разницей, что вместо активационных сечений в искомый функционал подставляются сечения радиационного энерговыделения.

Таким образом, для расчета энерговыделения с помощью керма-факторов по программе MCU-PTR необходимо скопировать в папку DOSIM банка данных файлы библиотеки керма-факторов для нейтронов и фотонов. Далее стандартным образом использовать их имена при задании исходных данных для модуля регистрации.

В рамках проекта MCU с помощью кода NJOY [4] и библиотеки ENDF-B/VII.1 разработана библиотека KERMA-факторов KERMA, содержащая 422 файла с KERMA-факторами для нейтронов и 100 файлов с KERMA-факторами для фотонов. Библиотека KERMA содержит данные в двух форматах. Первый формат (файлы с расширением ACT) соответствует требованиям подмодуля DOSIM и используется для выполнения расчетов, второй формат (файлы с расширением TAB) предназначен для их визуализации.

Для тестирования как полученных KERMA-факторов, так и подхода к модернизации в целом, подготовлена расчетная модель с тепловым спектром нейтронов. Рассматривается бесконечная решетка двумерных топливных ячеек, где предполагается, что оболочка твэла состоит из изотопа, для которого проверяется качество расчета радиационного нагрева от нейтронов и фотонов. Для данной модельной ячейки по программам MCU-PTR и MCNP5 проведены расчёты радиационного энерговыделения в изотопах, присутствующих в конструкционных материалах исследовательских реакторов.

Несовпадение энерговыделения, рассчитанного по разным программам, достигает в отдельных случаях 21 %. Кроме того, можно видеть, что отличаются также и потоки нейтронов и фотонов. То есть кроме погрешности, связанной с собственно качеством керма-факторов, свой вклад вносят погрешности, связанные с библиотеками, используемыми для моделирования как транспорта нейтронов и фотонов, так и для рождения фотонов в нейтронных реакциях, а также различия в способах моделирования этих процессов, которые отличаются в рассмотренных программах.

Работа была выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт», <http://ckp.nrcki.ru/> [5].

Список литературы

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2010613724. Федеральная служба по интеллектуальной собственности, патентам и товарным знакам, 08.06.2010.
2. Аттестационный паспорт программного средства: MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50, регистрационный номер 320. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор), 18.04.2013.
3. MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. X-5 Monte Carlo Team. April 24, 2003(Revised 6/30/04). LA-UR-03-1987.
4. *MacFarlane R.E. and Muir D.W.* The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91. LA-12740-M, October 1994.
5. Центр коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» [Электронный ресурс] // ckp.nrcki.ru: [сайт].

Исследование влияния гетерогенной блокировки на подготовку макроконстант ячейки быстрого физического стенда

Н. А. Мищуков, В. К. Азнабаев, В. В. Колесов

Обнинский институт атомной энергетики «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (ИАТЭ НИЯУ МИФИ), Обнинск, Россия

В работе проводится исследование влияния гетерогенной блокировки на подготовку макроконстант различных смесей. Путем сравнения групповых макроконстант смесей, полученных для бесконечной и конечной геометрий, определяется насколько существенно блокируются сечения.

Исследование является частью научно-исследовательской работы по анализу критичности быстрого физического стенда (БФС) и предназначено для отработки методики выделения тех смесей, у которых эффекты блокировки незначительны. Также оптимизируется описание гетерогенной ячейки для уменьшения объема входного файла.

Для проведения расчетов была выбрана ячейка топливного стержня эталонного эксперимента БФС2-62-3А [1], проводившегося на БФС в 2000 г. для симуляции активной зоны БН-600 со смешанной уран-плутониевой загрузкой.

Ячейка представляет собой участок топливного стержня и состоит из 21 таблетки, содержащие следующие материалы: обогащенный и обедненный металлический и оксидный ураны, натрий, алюминий и сталь.

Расчеты Kinf проводились кодом Монте-Карло KENO-VI пакета SCALE-6.2.1 с использованием библиотеки ENDF/B-VII.1 с непрерывным и многогрупповым представлениями сечений (56 групп). Подготовка библиотек макроконстант производится модулем XSProc [2] с использованием метода BONAMI.

Ключевые слова: Быстрый физический стенд, топливная ячейка, экранирование сечений, многогрупповые макроконстанты, программный пакет SCALE-6.2.1, метод BONAMI.

Список литературы

1. *Gennady Manturov, Anatoli Kochetkov.* BFS-62-3A Experiment: fast reactor core with U and U-Pu fuel of 17 % enrichment and partial stainless steel reflector. — Institute of Physics and Power Engineering: 2006 г. — 388 с.
2. *Williams M.L., Petrie L.M., Rearden B.T.* XSproc: the material and cross section module for SCALE. — Oak Ridge National Laboratory: 2016 г. — 107 с.

Использование методики приближённого расчёта сечений малозначащих нуклидов при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU

А. С. Бикеев, М. А. Калугин, Д. А. Шкаровский, В. В. Шкитырь

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

В последние годы в атомной отрасли наметилась тенденция к использованию реализующих метод Монте-Карло программ для прецизионного моделирования выгорания полномасштабных активных зон или фрагментов активных зон реакторных установок типа ВВЭР-1000 [1, 2]. Основные трудности использования реализующей метод Монте-Карло программы для расчёта выгорания полномасштабной активной зоны — это длительное время расчёта и большой объём необходимой оперативной памяти. В отечественной атомной отрасли для решения уравнений переноса ионизирующего излучения методами Монте-Карло широко используются прецизионные программы семейства MCU [3, 4]. В программе MCU для уменьшения времени счёта и снижения нагрузки на оперативную память при решении задачи изменения размножающих свойств и нуклидного состава рассматриваемой системы реализована методика приближённого расчёта макроскопических сечений малозначащих нуклидов — метод суммарного изотопа.

В работе рассмотрен вопрос использования метода суммарного изотопа при решении задачи изменения нуклидного состава уранового топлива до временной точки 60 МВт·сут/кгU в активной зоне или фрагментах активной зоны реакторных установок типа ВВЭР-1000.

Для проведения численного исследования, направленного на выбор оптимального списка малозначащих нуклидов, включаемых в суммарный изотоп, создана модель бесконечной решётки твэлов ВВЭР-1000.

С использованием программы MCU проведён расчёт коэффициента размножения нейтронов и скорости реакции деления в зависимости от глубины выгорания топлива для созданной модели. Расчёты изменения нуклидного состава топлива проведены с равномерным шагом 2 МВт·сут/кгU от 0 до 60 МВт·сут/кгU. В каждой временной точке из суммарного изотопа были исключены все нуклиды, информация о которых имеется в банке данных программы MCU (375 нуклидов) [3]. Данный расчёт далее по тексту именуется реперным вариантом.

При описании материального состава рассматриваемой системы в файле исходных данных программы MCU можно использовать карту «*SIDEN value*», где «*value*» — вещественное число, равное максимальной ядерной концентрации, при которой указанные ниже нуклиды будут включены в суммарный изотоп. Для определения оптимального значения *value* создано 6 вариантов исходных данных с различными значениями ядерной концентрации.

Показано, что использование карты *SIDEN* со значением ядерной концентрации $10^{-7} \text{ б}^{-1} \cdot \text{см}^{-1}$ позволяет существенно уменьшить общее расчётное время без заметного изменения значений целевых параметров (отклонения в коэффициенте размножения нейтронов и скорости реакции деления от реперных значений не превышают трёх стандартных отклонений во всех временных точках).

Также при описании материального состава рассматриваемой системы в файле исходных данных программы MCU можно использовать строку следующего вида «*SINOT list*», где *SINOT* — имя заголовка раздела, а *list* — список нуклидов, не входящих в суммарный.

Все нуклиды в выгоревшем топливе можно условно разделить на 3 группы: актиниды, продукты деления и кислород. Поскольку макроскопическое сечение рассеяния суммарного изотопа равно нулю, то кислород необходимо включать в карту *SINOT*. Актиниды и продукты деления рассмотрены отдельно.

Установлено, что для того, чтобы отклонения в значениях коэффициента размножения нейтронов и скорости реакции деления от реперных значений во всех временных точках не были больше трёх значений стандартного отклонения ($\sigma_{K\infty} \approx 0,02\%$, $\sigma_{R18} \approx 0,06\%$) достаточно исключить из суммарного изотопа 10 актинидов: ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{245}Cm .

Для определения продуктов деления, которые необходимо исключить из суммарного изотопа использовался метод двоичного поиска. Установлено, что из суммарного изотопа необходимо исключить следующие продукты деления: ^{147}Pm и ^{150}Sm .

Проведен расчет варианта, в котором для топливного материала из суммарного изотопа исключено 13 нуклидов — 10 названных выше актинидов, кислород и 2 продукта деления ^{147}Pm и ^{150}Sm . Показано, что для данного варианта отклонения в значениях коэффициента размножения нейтронов и скорости реакции деления от реперных значений не превышают трёх стандартных отклонений во всех временных точках. При этом достигнуто уменьшение полного времени счёта примерно в 4 раза.

Следует отметить, что исследование проводилось только для уранового топлива. Для топлива другого типа необходимо проводить отдельное исследование. В качестве примера топлива другого типа можно привести МОКС-топливо, РЕМИКС-топливо, толерантное топливо, а также топливо, содержащее выгорающие поглотители, такие как оксид гадолиния или оксид эрбия.

Список литературы

1. *Lötsch T.* Fuel assembly burnup calculations for VVER fuel assemblies with the MONTE CARLO code SERPENT // *Kerntechnik*, 2014. — Vol. 79. — No. 4, pp. 295—302.
2. *Aleshin S.S., Bikeev A.S., Bolshagin S.N., Kalugin M.A., Kosourov E.K., Pavlovichev A.M., Pryanichnikov A.V., Sukhino-Khomenko E.A., Shcherenko A.I., Shcherenko A.I., Shkarovskiy D.A.* Calculations of 3D full-scale VVER fuel assembly and core models using MCU and BIPR-7A codes // *Kerntechnik*, 2015. — Vol. 80. — No. 4, pp. 326—338.
3. *Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С. и др.* Статус MCU-5 // *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 2011. — № 4. — С. 5—23.
4. *Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A.* Overview of the MCU Monte Carlo software package // *Annals of Nuclear Energy*, 2015. — Vol. 82, pp. 54—62.

Теплогидравлическая модель реакторной установки с жидкометаллическим теплоносителем

В. А. Чудинова, С. П. Никонов

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва

В работе представлены результаты расчетов по теплогидравлической модели реактора со свинцовым теплоносителем, в основу которой положена расчетная схема для кода ATHLET [1], полученная в работе [2] на основе открытой информации по РУ БРЕСТ-ОД-300 [3]. Основным отличием расчетной модели данной работы от используемой в [2] является представление внутриреакторных объектов системой связанных параллельных гидравлических каналов. Для описания межканального обмена возможно использование либо специально разработанной в коде ATHLET модели, либо вопрос решается построением схем для связей пользователем на основе простых моделей теплофизических объектов в программе. На данном этапе создания модели разделение на параллельные каналы соответствует петлям циркуляционного контура.

Модель включает в себя реактор, четыре петли контура циркуляции с главными циркуляционными насосами (ГЦН), двух секционный парогенератор (ПГ) на каждой петле. Нейтронная физика не рассматривается, энерговыделения задаются как источник тепла с равномерным распределением по активной зоне. Петли второго контура для каждого парогенератора имеют питательный насос, задается сток тепла в петлях второго контура, позволяющий моделировать изменение температуры питательно воды на входе в ПГ.

Описывается способ получения исходного стационарного состояния для разработанной схемы и приведены результаты расчетов переходных режимов, связанных с отключением одного из ГЦН с различным поведением мощности, и, кроме того, моделируется процесс с отключением одного из питательных насосов с сохранением номинальной мощности реактора.

На рисунке 1 а) представлена схема РУ БРЕСТ-ОД-300, а на рисунке 1 б) деталь расчетной схемы РУ для одной петли с двумя ПГ и вторым контуром для одного ПГ, созданная в модуле ATHLET Input Graphic.

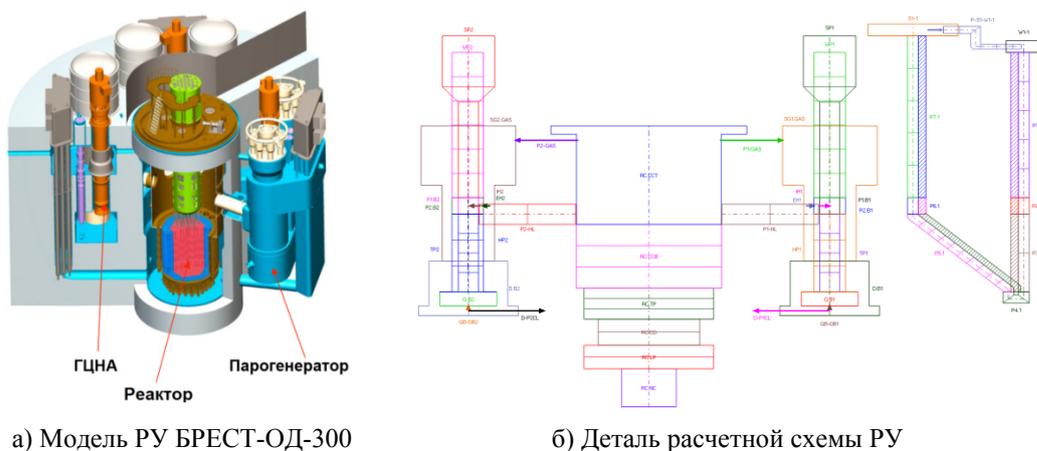
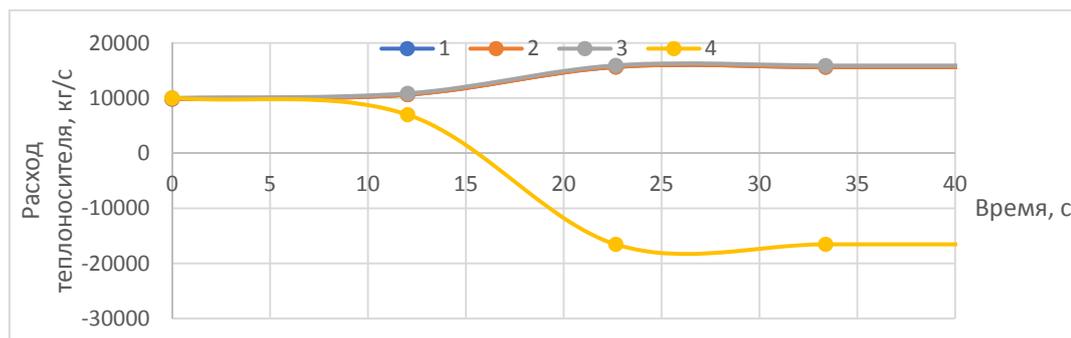


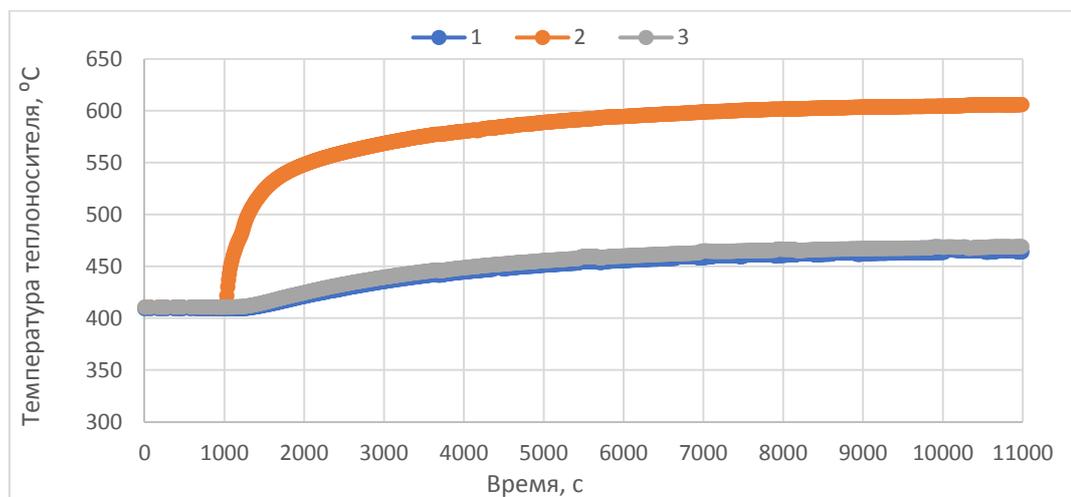
Рис. 1. Модель и расчетная схема установки

На рисунке 2 а) представлен график изменения расхода теплоносителя в опускных участках четырех петель реакторной установки при отключении ГЦНА в 4-й петле, что приводит к возникновению обратного тока теплоносителя в аварийной петле.

В режиме с отключением питательного насоса в одном из двух ПГ одной петли, рисунок 2 б), показано, что в течение 10000 секунд с момента начала переходного процесса реакторная установка выходит на новое стационарное состояние.



а) Расход теплоносителя в опускных участках установки:
1, 2, 3 — в рабочих петлях, 4 — в аварийной петле



б) Температура теплоносителя на выходе из ПГ:
1 — 2-й рабочей петли, 2 — отключенный ПГ, 3 — второй рабочей ПГ аварийной петли

Рис. 2. Изменение параметров при:

а) отключении одного из четырех ГЦНА, б) отключении одного питательного насоса

Ключевые слова: реакторная установка, свинец, металлический теплоноситель, расчетная модель, ядерная энергетическая установка, ATHLET, теплогидравлический расчет, переходные процессы, моделирование.

Список литературы

1. *Lerchl G., Austregesilo H., Shoffel P., Von Der Cron D., Weyermann F.* ATHLET Mod 3.0 Cycle A, User's Manual, GRS. 2012 г.
2. *Чудинова В.А., Никонов С.П.* Теплогидравлическая модель реакторной установки со свинцовым теплоносителем в коде ATHLET // Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов. Волга-2018. Сентябрь, 2018 г.
3. *Лемехов В.В.* Технический проект реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Проектное направление «ПРОРЫВ»: результаты реализации новой технологической платформы ядерной энергетики, 3—4 апреля 2015 г.

Анализ ядерной безопасности при обращении с топливом реактора МБИР

Е. С. Фрааз, А. П. Малков

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

Одной из ключевых задач обеспечения безопасности реакторных установок (РУ) — обеспечение ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с ядерным топливом вне реактора, в отсутствие аварийной защиты. Особенно много транспортно-технологических операций с топливом и сопутствующего оборудования у реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН). На этапе эскизного проектирования оборудования нового исследовательского реактора МБИР [1] (пунктов хранения необлучённого и отработавшего топлива, транспортно-технологического оборудования, радиационно-защитных исследовательских камер) необходимо было выполнить итерационные расчёты для определения ограничений в геометрии размещения изделий с ядерными делящимися материалами (ЯДМ). Затем, после завершения проектно-конструкторских работ с учётом полученных ограничений по параметрам ЯБ, необходимо было провести детальный расчётный анализ и обоснование ЯБ при хранении, транспортно-технологических операциях и разделке ТВС в режимах нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях.

Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$, полученных с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [2]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок [3, 4].

По результатам нейтронно-физических расчётов установлены ограничения по массе ЯДМ, обогащению, шагу и геометрии размещения изделий в привязке к помещениям РУ, определены нормы загрузки, при которых ядерная безопасность при хранении необлучённого и отработавшего топлива реактора МБИР, транспортно-технологических операциях обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях. Рассчитана зависимость изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов при несанкционированном попадании воды в пункты «сухого» хранения и оборудование от плотности воды, определены максимальные значения. Определены также предельные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов при нарушении геометрии размещения ядерных делящихся материалов вследствие внешних воздействий и ошибок персонала.

Проведены расчёты $K_{эфф}$ для бассейна выдержки отработавшего топлива реактора МБИР при штатном размещении рабочих и экспериментальных ТВС в пеналах и без пеналов для нормальных условий, когда в бассейне выдержки — вода, а внутри пеналов — воздушная среда, и для аварийных ситуаций, связанных с обезвоживанием бассейна и заполнением пеналов водой. Расчёты проведены для различной плотности воды в бассейне и внутри пеналов.

Эксплуатация БН реакторов предполагает большее количество промежуточных технологических операций с топливом. Перед загрузкой топлива в реактор его

необходимо разогреть, просушить. После выгрузки топлива топливо необходимо расхолодить в допустимой среде, отмыть от остатков натрия перед помещением в водяной бассейн выдержки.

По результатам нейтронно-физических расчётов показано, что ядерная безопасность транспортно-технологических операций, проводимых на реакторной установке МБИР, обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях вследствие заполнения упаковок и оборудования водой разной плотности, смещения тепловыделяющих сборок из-за ошибок персонала или внешних воздействий. Наибольшие значения $K_{эфф}$ для технологического оборудования реакторной установки характерны для барабанов необлучённых и отработавших тепловыделяющих сборок, в которых можно разместить до сорока тепловыделяющих сборок, и равны 0,21 — в нормальных условиях и 0,63 — в аварийных ситуациях, связанных с заполнением барабана водой различной плотности.

Для внутриобъектового транспортного упаковочного комплекта, предназначенного для перевозки и хранения восемнадцати отработавших тепловыделяющих сборок реактора МБИР (в пеналах и без пеналов), и для помещения загрузки контейнера значения $K_{эфф}$ не превышают величины 0,47 в нормальных условиях (везде воздушная среда) и величины 0,79 в аварийных ситуациях, связанных с заполнением его составляющих элементов водой различной плотности.

По проекту РУ МБИР будет оснащена комплексом исследовательских радиационно-защитных камер [5]. В состав комплекса входят следующие радиационно-защитные камеры:

- приреакторная исследовательская — для нейтронной радиографии;
- внутренняя исследовательская (разделочная);
- наружные исследовательские — для работы с материаловедческими сборками и экспериментальными ТВС.

Для всех радиационно-защитных камер на основании расчётных исследований установлены ограничения по количеству и геометрии расположения изделий с ядерными делящимися материалами.

Результаты анализа ядерной безопасности системы обращения с топливом реактора МБИР вошли в проектную документацию реакторной установки. С учетом выполненных обоснований получены положительные заключения по ядерной безопасности от головного отраслевого отдела по ядерной безопасности (ОЯБ ФЭИ) и по проекту реакторной установки — от федерального автономного учреждения «Главгосэкспертиза России», а также лицензии на размещение и сооружение исследовательской ядерной установки МБИР от Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору.

Ключевые слова: ядерная безопасность, реактор МБИР, упаковочный комплект, склад свежего топлива, бассейн выдержки, транспортно-технологические операции, исследовательские радиационно-защитные камеры, программа MSU-RFFI/A, расчетные модели, эффективный коэффициент размножения нейтронов, нейтронно-физические расчеты.

Список литературы

1. Драгунов Ю.Г., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В. и др. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) — инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий // Атомная энергия, 2012, т. 113, вып. 1, с. 25—28.
2. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0. Аттестационный паспорт программного средства № 400 от 14.07.2016 г.
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05. — М., 2005 г.
4. Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерных делящихся материалов. ПБЯ-06-09-2016. — М., 2016 г.
5. Оценка воздействия на окружающую среду для размещения исследовательской ядерной установки Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах (МБИР) в пределах промплощадки ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Ульяновская область. Книга 1. 2011 г., с.195—197.

Оперативный расчет нептуниевого эффекта реактивности в реакторах на быстрых нейтронах

Д. А. Лукьянов¹, П. А. Маслов²

¹АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

²АНО ДПО «Техническая академия Росатома»

Для реакторов на быстрых нейтронах важной интегральной характеристикой является величина баланса реактивности. Отклонение величины баланса реактивности за установленные пределы свидетельствует о возникновении аномальной реактивности, которая может быть вызвана нарушениями нормальной эксплуатации.

Одной из составляющих баланса реактивности является нептуниевый эффект реактивности (НЭР), который связан с изменением концентраций ^{239}Np и ^{239}Pu в переходных режимах работы реактора. Корректный учет нептуниевого эффекта реактивности необходим как по требованиям нормативных документов по безопасности, так и для достижения необходимой точности сведения баланса реактивности. Таким образом, важной задачей является задача оперативного расчета величины НЭР по показаниям мощности реактора.

Традиционное выражение для расчета НЭР в зависимости от максимального значения эффекта $\rho_{\text{неп}0}$, мощности реактора $N(t)$ в % от $N_{\text{ном}}$, времени работы реактора на мощности в сутках (t):

$$\rho_{\text{неп}}(t) = \rho_{\text{неп}0} \cdot \frac{N(t)}{100} \cdot (1 - e^{-\lambda t}), \quad (1)$$

где λ — постоянная распада ^{239}Np .

Выражение (1) достаточно адекватно описывает изменение НЭР только при накоплении ^{239}Pu в начале микрокампании (МК), при снижении мощности в процессе МК и в конце МК результаты расчета НЭР по формуле (1) не являются корректными.

Для определения НЭР был предложен рекуррентный расчетный алгоритм, который корректно описывает изменение НЭР в любой момент работы реактора:

$$\rho_{\text{неп}}(t_n) = \rho_{\text{неп}}(t_{n-1}) \cdot e^{-\lambda \Delta t} + \text{НЭР}_0 \cdot \frac{N_n}{100} \cdot (1 - e^{-\lambda \Delta t}), \quad (2)$$

где Δt — время между точками регистрации мощности ($\Delta t = t_n - t_{n-1}$), сутки.

Первое слагаемое выражения (2) отвечает за распад, а второе — за накопление ^{239}Pu . Временем бета-распада ^{239}U при образовании ^{239}Np можно пренебречь. При программной реализации алгоритма начальное значение НЭР в начале МК должно устанавливаться в 0. При краткосрочном останове необходимо обеспечить функционирование алгоритма при нулевой мощности для корректного учета остаточной величины нептуниевого эффекта.

Для проведения прямого расчетного обоснования предлагаемого метода определения НЭР был выполнен расчет концентрации ядер ^{239}Np для показаний мощности, моделирующих выход реактора БН-800 на номинальный уровень мощности после кратковременного останова, работу на номинальном уровне мощности и последующий быстрый сброс мощности реактора.

Проведенный анализ показал, что результаты оперативного расчета НЭР и расчета концентрации ядер ^{239}Pu хорошо согласованы — максимальное расхождение результатов не превышает 1,75 %.

По результатам прямого расчетного обоснования можно утверждать, что предлагаемый метод оперативного расчета НЭР по показаниям мощности реактора адекватно описывает величину непуниевое эффекта реактивности и может быть рекомендован для использования в составе программного обеспечения систем нейтронно-физических расчетов и диагностирования активной зоны реакторных установок на быстрых нейтронах.

В настоящее время представленный в работе метод оперативного расчета НЭР по показаниям мощности реактора реализован в составе программного обеспечения (ПО) системы диагностирования активной зоны реактора (СДРУ) и в составе ПО обеспечения нейтронно-физических расчетов системы верхнего блочного уровня (СВБУ) реактора БН-800.

Список литературы

1. *Дворников П.А., Коетун С.Н., Кудряев А.А., Лукьянов Д.А.* Опыт ввода в эксплуатацию системы диагностирования активной зоны РУ БН-800. / Десятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Тезисы докладов. Москва, 25–27 мая 2016 года. — С. 37—38. Режим доступа: http://mntk.rosenergoatom.ru/mediafiles/u/files/2016/Book_TEZISY.pdf
2. *Саркисов А.А., Пучков В.Н.* Нейтронно-физические процессы в быстрых реакторах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями. — М.: Наука, 2011. — 168 с.
3. *Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М.* Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ-2846. — Обнинск, 2000. — 14 с.
4. *Кочетков А.Л.* Программа CARE — расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ-2431. — Обнинск, 1995.

Секция 4. АНАЛИЗ И ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РУ

Оценка возможности наработки делящихся изотопов для реакторов деления в бланкете термоядерного реактора

А. В. Моряков, А. С. Зинченко, В. Ф. Цибульский

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1, Россия

Одним из перспективных направлений развития термоядерной энергетики рассматривается возможность использования ее для производства топлива для реакторов деления. Для получения достоверных оценок по возможности накопления делящихся изотопов в бланкете термоядерного реактора [1] выполнены расчеты пространственно-энергетического распределения поля нейтронов, обусловленного термоядерным источником, расположенным в центре вакуумной камеры токамака. Расчеты выполнены с использованием программы LUCKY-A [2—4], в которой реализован детерминированный метод решения уравнения переноса методом дискретных и программы MCU [5] методом Монте-Карло с использованием библиотеки ядерных данных MCUDB50.

В расчетной модели по LUCKY-A использовалась сетка размерностью $\sim 10^8$ пространственных элементов, что позволило описать геометрию установки с большой степенью детализации. Расчеты проводились в 47 энергетических группах для нейтронов и 20 групп гамма-квантов в энергетическом диапазоне до 15 МэВ с использованием библиотеки ядерных данных BUGLE-96 [6]. Применялось P_3 -приближение для индикатрисы рассеяния и S_6 -приближение для угловой квадратуры. Обе применяемые программы используют параллельные технологии для получения решения уравнения переноса. Расчеты проводились с использованием вычислительных ресурсов [7—8].

В работе представлены:

- полномасштабная 3D расчетная модель для установки DEMO-TIN с использованием симметрии, рассчитывалась 1/8 часть установки, включая биологическую защиту, обмотку тороидального поля, размеры расчетной части порядка 5,8 м по координатным осям;
- результаты расчета по программам MCU и LUCKY-A потоков нейтронов, энерговыделения, мощностей доз от гамма и нейтронного излучения;
- представлены расчеты коэффициента наработки делящегося изотопа в виде функционала: захват на тории-232 по отношению к мощности термоядерного источника нейтронов;
- сравнительный анализ полученных результатов.

Ключевые слова: уравнение переноса, бланкет, термоядерный источник нейтронов, $P_m S_n$ -метод, метод Монте-Карло, суперкомпьютер, решение, пространственная подобласть, MPI технология, энерговыделение.

Список литературы

1. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б. УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез-деление на основе токамака. Тривант, 2016, 320 с.
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. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус MCU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4—8.
6. 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.
7. <https://www.jssc.ru> (дата обращения 19.09.2018).
8. <http://ckp.nrcki.ru> (дата обращения 19.09.2018).

О минимальном запасе реактивности в быстрых ядерных реакторах

**И. В. Бурьевский, А. В. Волков, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев,
Д. А. Клинов, Л. В. Коробейникова, И. В. Малышева**

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

В. М. Троянов

Концерн «Росэнергоатом»

Снижение запаса реактивности, бесспорно, способствует повышению безопасности ядерных установок, и это должно быть целью разработок будущих реакторов. Исследования по разработке перспективных реакторных установок повышенной безопасности должны продолжаться.

Запас реактивности на выгорание топлива является одной из основных составляющих полного запаса реактивности. Другими составляющими являются оперативный запас, температурно-мощностной и нептуниевый эффекты реактивности, а также запас на компенсацию технологических отклонений характеристик топливной загрузки.

Ограничение запаса реактивности уровнем мгновенной критичности, на первый взгляд, должно позитивно влиять на характер развития и ослаблять тяжесть последствий реактивностных аварий, хотя и не исключает разгоны на запаздывающих нейтронах. Однако расчеты показывают, что последствия таких аварий мало зависят от величины запаса реактивности, поскольку активная зона разрушается значительно раньше, чем эта реактивность будет введена, и масштабы разрушения оказываются близкими.

Кроме того, безопасность системы ЯЭ определяет не один (пусть даже самый безопасный) реактор, а все работающие в ней реакторы (в настоящее время российская и мировая ЯЭ базируется на тепловых реакторах). Такая ситуация продлится до конца века и, возможно, перейдет в XXII век. В этих условиях ограниченное количество «безопасных» быстрых реакторов не повлияет на безопасность всей ЯЭ в целом. Поэтому в современных условиях требование запаса реактивности $\leq 0,5\% \Delta k/k$ несвоевременно, а величина этого ограничения не обоснована. Кроме того, это требование основывается на непроверенных технических решениях, ограничивает доступные ресурсы плутония для загрузки быстрых реакторов, а его применение противоречит текущим задачам быстрых реакторов в системе ЯЭ.

Это требование должно:

- 1) не противоречить экономической конкурентоспособности установки;
- 2) не противоречить задачам быстрых реакторов в системе ЯЭ;
- 3) не препятствовать развитию новых концепций реакторных установок.

Сравнение коэффициентов влияния для расчетов токов ионизационных камер для реактора РУ В-392М (ВВЭР-1200), рассчитанных различными способами

Т. В. Семенова

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров

Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Методика расчетного моделирования процесса измерения реактивности обычно основывается на расчете плотности потока нейтронов в месте расположения ионизационной камеры (ИК) с использованием коэффициентов влияния тепловыделяющих сборок (ТВС), формирующих активную зону реактора, на показания ИК. В докладе представлены результаты расчетов коэффициентов влияния ТВС на показания ИК с использованием двух независимых подходов, основанных на применение двух независимых программных средств (ПС), обеспечивающих решение уравнение переноса нейтронов методом Монте-Карло — «MCNP-4C» [1] и «TDMCC» [2]. В докладе представлены результаты расчетов коэффициентов влияния крайнего ряда ТВС, ближайшего к выгородке и к ИК, на показания ИК. По ПС «MCNP-4C» [1] коэффициенты получены из решения прямой и сопряженной задач, при этом использовались разные библиотеки констант: для прямого расчета использована библиотека констант DLC-189, для сопряженного — 30-групповая библиотека констант, адаптированная к расчету ВВЭР. По ПС «TDMCC» коэффициенты влияния получены из решения прямой задачи. При расчетах по ПС «TDMCC» использовалась ее собственная библиотека констант [2].

Расчеты проводились для физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2, в том числе рассчитывалась эффективность аварийной защиты (АЗ). В работе [3] приводится подробная постановка задачи с указанием параметров топливной загрузки, расположения ОР СУЗ и ИК и другие сведения об исходных данных, необходимых для проведения расчетов.

Прямой расчет коэффициентов влияния заключается в следующем: ТВС разбивается на несколько расчетных областей (призм), в каждой из которых задается единичный источник мощности, распределенный по энергии и по спектру деления. Ток ИК рассчитывается по следующей формуле:

$$I(t) = \sum_{i,k} I_{i,k}(t) = \sum_{i,k} \xi_{i,k} N_{i,k}(t). \quad (1)$$

В формуле (1) приняты следующие обозначения: $I(t)$ — ток ИК (равен сумме парциальных токов формируемых нейтронами из расчетных областей (призм), на которые ТВС разбита по высоте; i — номер ТВС, k — номер слоя по высоте; $\xi_{i,k}$ — коэффициенты влияния.

Коэффициенты $\xi_{i,k}$ являлись результатом решения неоднородного уравнения в месте расположения ИК с единичным источником, локализованным в призме с номером (i,k) .

Рассмотрим сопряженное уравнение переноса:

$$M^+ \varphi_1^+ = \Sigma. \quad (2)$$

В уравнении (2) M^+ — сопряженный оператор переноса нейтронов (без учета нейтронов, появившихся в процессе деления), φ_1^+ — решение уравнения (2), Σ — источник нейтронов, локализованный в месте расположения ИК, с тепловым спектром по энергии.

Из приведенных выше соотношений можно получить следующее соотношение:

$$\xi_{i,k} = e_{1_{i,k}} = \int \chi(E) \varphi_{1_{i,k}}^+(E) dE. \quad (3)$$

Соотношение (3) было использовано для определения набора коэффициентов влияния. При этом в соответствии с [4] коэффициенты влияния рассчитывались только для крайнего ряда ТВС, ближайшего к выгородке и ИК.

В докладе приводятся полученные зависимости относительного тока ИК от времени в логарифмическом масштабе, а также зависимости реактивности от времени в процессе сброса АЗ, построенные по результатам расчетного моделирования с использованием трех наборов коэффициентов влияния. Коэффициенты влияния рассчитаны для 5 точек по высоте крайнего ряда ТВС. Показано, что вышеуказанные зависимости не отличаются друг от друга, что подтверждает достоверность полученных различными способами коэффициентов влияния.

Ключевые слова: ВВЭР, ионизационная камера, моделирование, коэффициенты влияния, энергоблок № 1 Нововоронежской АЭС-2.

Список литературы

1. MCNP-4C, RSICCCC-200, LANL, New-Mexico, 1994 г.
2. Аттестационный паспорт программного средства «TDMCC с библиотекой констант ENDF/B-VI» от 08.12.2016 № 407, ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, 2016.
3. Куликов В.И., Куракин К.Ю., Семенова Т.В., Жылмаганбетов Н.М., Кавун О.Ю., Смирнова А.А., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Щукин Н.В. Расчетное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. — 2018. — Вып. 1. — С. 55—60.
4. Терешонок В.А., Кряквин Л.В., Питилимов В.А., Степанов В.С., Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Егоров А.Л., Куликов В.И. Сопоставление измеренного и рассчитанного токов ионизационной камеры при измерении эффективности аварийной защиты на этапе физпуска энергоблока № 3 Калининской АЭС // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. — 2010. — Вып. 3. — С. 37—42.

Секция 5.

НЕЙТРОННАЯ КИНЕТИКА И НЕСТАЦИОНАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ

Моделирование шумовых экспериментов для верификации параметров кинетики, полученных по программе САПФИР_РФ

В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатулин, А. С. Карпов

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

На базе файлов современных оцененных ядерных данных РОСФОНД получены новые многогрупповые библиотеки нейтронных данных и разработана новая схема выгорания топлива. Модернизированная версия получила рабочее название САПФИР_РФ [1, 2].

Для верификации схем расчёта параметров кинетики, которые реализованы в САПФИР_РФ, были использованы шумовые эксперименты по определению отношения полного выхода запаздывающих нейтронов к времени жизни нейтронов $\beta_{\text{эфф}}/l$ [3, 4]. Эти эксперименты были выполнены на однородных сборках различного изотопного состава уран-плутониевого топлива.

Для корректного анализа и интерпретации опытных данных выполнены расчётные исследования с имитацией условий эксперимента и особенностей обработки результатов измерений, которые выявили необходимость введения систематической поправки в результаты измерений.

С учётом выявленной поправки результаты расчётов качественно и количественно в пределах погрешности измерений $\pm 8\%$ согласуются с данными измерений.

Кроме современных отечественных данных — РОСФОНД в работе были использованы параметры кинетики, полученные Дж. Р. Кипиным, и зарубежные оцененные ядерные данные ENDF/B-VI и -VII.

Параметры кинетики, полученные Дж. Р. Кипиным, и библиотека ENDF/B-VI дают две крайних оценки отношения $\beta_{\text{эфф}}/l$, разница между которыми в среднем составляет $\sim 4,5\%$. При этом расчётные результаты, полученные с параметрами Дж. Р. Кипиным, в большинстве случаев ближе к экспериментальным данным.

Ключевые слова: *Шумовой эксперимент, критическая сборка, уран-плутониевого топлива, оцененные ядерные данные, РОСФОНД, эффективная доля запаздывающих нейтронов, время жизни нейтронов, расчетное моделирование.*

Список литературы

1. *Карпов А.С.* Модернизация схемы выгорания топлива в программе САПФИР_95. / Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ. Научно-технический сборник ФЯО ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, 2015, № 1 (1). — С. 62—68.

2. *Иванов А.С., Карнов А.С.* Модернизация нейтронных библиотек и программы САПФИР_95, предназначенной для расчёта ячеек реактора // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2018, вып. 1. — С. 27—34.
3. *Uotinen V.O., Lauby J.H., Stinson W.P., and Dwivedi S.R.* "Reactor Kinetic Parameters of Lattices of Plutonium and Uranium in Water", Nucl. Sci. Eng., 44, 66-71 (1971).
4. *Uotinen V.O., Stinson W.P., and Singh S.P.* "Kinetic Parameters in a Plutonium Lattice Containing Water Regions", Nucl. Sci. Eng., 15, 109-113 (1972).

Оценка влияния изменения плотности теплоносителя на точность расчета потвэльного энерговыделения ВВЭР

В. Г. Артемов, А. Н. Кузнецов

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

К. Ю. Куракин, А. В. Тихомиров

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

В докладе представлены результаты верификации программы САПФИР_95&RC_micro, предназначенной для трехмерного потвэльного (pin by pin) расчета энерговыделения в ТВС ВВЭР при изменении плотности теплоносителя.

Тестовые задачи подготовлены с использованием программы MCNP для одного из вариантов проектной первой топливной загрузки реактора АЭС-2006.

Анализируется влияние числа энергетических групп на точность расчета энерговыделения в твэлах и твэгах. Расчетная модель подготовлена с использованием программы расчета ячейки САПФИР_95.1 и программы расчета потвэльного энерговыделения САПФИР_95&RC_micro.

Приведены результаты расчетов для двухмерных и трехмерных тестов.

Ключевые слова: *реакторный расчет, потвэльное энерговыделение, «мелкосеточный» расчет.*

Об оценке погрешности расчета мощности методом анализа неопределенности и чувствительности при верификации сопряженных нейтронно-теплогидравлических кодов

В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, П. А. Михеев

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

В Федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии установлены требования об учёте погрешностей расчётов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ). Оценка погрешности предполагает сравнение результатов расчетов, выполненных с использованием ПС реалистической оценки с экспериментальными данными, полученными на действующих энергоблоках в процессе их эксплуатации. При этом должна быть учтена неопределённость параметров расчётной модели ПС и обоснована возможность переноса результатов оценки погрешности, полученных в нормальных условиях эксплуатации, на режимы с ННУЭ и аварийные режимы. Методология и руководящие документы для проведения таких расчетов в настоящее время еще только разрабатываются [1].

В работе [1] предлагается для оценки погрешности расчетной модели при верификации ПС и для обоснования консерватизма результатов расчетов при обосновании безопасности ОИАЭ использовать методы анализа неопределенности и чувствительности (АНЧ). В работе [2] на примере анализа одной из проектной аварии ВВЭР продемонстрирован подход к оценке и обоснованию консерватизма расчетов с использованием метода АНЧ.

В настоящем докладе рассмотрены возможности метода АНЧ для оценки погрешности расчета мощности при верификации ПС в сравнении с измерениями, полученными в экспериментах на реальных энергоблоках. На примере моделирования конкретных экспериментальных режимов продемонстрирована схема выполнения расчетов методом АНЧ с использованием сопряженной нейтронно-физической и теплогидравлической модели ВВЭР-1000, подготовленной на основе кодов КОРСАР/ГП и САПФИР_95&RC_ВВЭР. Получены оценки неопределенности результатов расчетов, при вариациях параметров расчетных моделей в пределах паспортных погрешностей аттестованных в Ростехнадзоре РФ кодов КОРСАР/ГП и САПФИР_95&RC_ВВЭР.

Ключевые слова: комплекс программ САПФИР_95&RC_ВВЭР, теплогидравлический код КОРСАР/ГП, метод анализа неопределенности и чувствительности.

Список литературы

1. Богдан С.Н., Ковалевич О.М., Козлова Н.А., Шевченко С.А., Яшников Д.А. Об оценке погрешностей и неопределенностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. — ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017.
2. Артёмов В.Г., Артёмова Л.М., Коротяев В.Г., Михеев П.А. Применение метода анализа неопределённости и чувствительности в сопряжённых нейтронно-физических и теплогидравлических расчётах // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2014. — Вып. 3. — С. 71—81.

Расчет параметров стохастической кинетики нейтронов в ядерном реакторе нулевой мощности

Е. А. Земсков, К. Г. Мельников, И. В. Тормышев

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Хорошо известно, что большинство нейтронно-физических задач при проектировании ядерно-энергетических установок могут быть решены на основе различных приближений к уравнению переноса Больцмана в терминах усредненных характеристик реактора: эффективный коэффициент разложения, нейтронный поток, среднее время жизни нейтрона и др. Однако сама цепная реакция всегда носит стохастический (статистический) характер. Есть ситуации, при которых нельзя не учитывать стохастическую природу цепной реакции. Это так называемая проблема «слепого» пуска при наличии слабого внешнего источника нейтронов, работа физических сборок «нулевой» мощности, анализ шумов реактивности таких сборок и шумов энергетических реакторов и др.

Несмотря на достаточно развитую теоретическую базу вопросов стохастического описания поведения нейтронов в ядерном реакторе, до сих пор ощущается недостаток расчетных алгоритмов и программ для стохастической кинетики.

В докладе представлены два расчетных алгоритма в модели точечного реактора, которые разработаны на основе теории марковских ветвящихся случайных процессов. Первый из них базируется на уравнении баланса для вероятностей гибели и рождения мгновенных и запаздывающих нейтронов в реакторе, второй — на вычислении первого и второго моментов от распределений числа нейтронов и использовании предположения о том, что эти распределения с достаточной точностью можно аппроксимировать гамма-распределениями. На основе этих алгоритмов созданы программы, позволяющие рассчитывать различные сценарии введения в систему реактивности и внешнего источника

Парциальные уравнения переноса нейтронов

Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Для анализа нейтронно-физических характеристик реактора необходимо определить в нём поле нейтронов, для чего решают уравнение переноса нейтронов представляемое в интегральном, интегро-дифференциальном или дифференциальном виде. В классическом случае из уравнений определяется функция плотности потока нейтронов, объединяющая как нейтроны деления, мгновенные и запаздывающие, так и нейтроны внешнего источника, если таковой присутствует. В настоящей работе рассматривается представление плотности потока нейтронов суммой указанных парциальных её составляющих через решение отдельных уравнений для каждого типа нейтронов. Тем более, что при формировании уравнений предполагается отсут-

ствии взаимодействия самих нейтронов между собой из-за малой их плотности, по сравнению с плотностью ядер среды. Предполагается, что знание парциальных составляющих плотности потока нейтронов может обеспечить получение более детальной информации о нейтронно-физических процессах в реакторе. Например, знание поля нейтронов от внешнего источника позволяет определить мощность, выделяемую в реакторе за счет взаимодействий этих нейтронов, что облегчает нормировку мощности реактора для его исходного состояния и т. п.

Использование парциальных уравнений предполагается как для стационарных, так и для нестационарных приближений. Считаем, что именно в решении нестационарных систем парциальных уравнений следует ожидать получение самых интересных результатов.

Использование парциальных уравнений для анализа кинетики реакторов на быстрых нейтронах

Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова, А. А. Белов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Для анализа возможностей использования системы парциальных уравнений переноса нейтронов при оценке кинетики реактора в реакторах на быстрых нейтронах по сравнению с классической системой уравнений были проведены расчетные исследования тестовых моделей реакторов MET1000 и MOX1000, разрабатываемых в рамках проекта Generation-IV, а также международных тестовых моделей реакторов БН-600 и БН-800.

В качестве нестационарных процессов моделировались перемещения (сброс и подъем) стержней СУЗ, а также проведена оценка эффектов реактивности в указанных реакторах через решение стационарных задач, т. е. через использование асимптотической оценки реактивности, получаемой из решения стационарных однородных уравнений переноса нейтронов и из обработки методом ОРУК решения нестационарной задачи.

Тестовые расчеты были проведены в 26- и 28-групповых приближениях с использованием библиотек БНАБ-93 и БНАБ-РФ и восемью группами запаздывающих нейтронов.

Показано, что особенности определения, как расчета, так и измерения, эффектов реактивности и эффективности стержней СУЗ в реакторах на быстрых нейтронах связаны с наличием в реакторе как мгновенных, так и запаздывающих нейтронов, а также с рабочей областью спектра нейтронов.

К экспериментальной оценке решений парциальных уравнений переноса в реакторах на быстрых нейтронах

Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Решения парциальных уравнений переноса нейтронов, являясь составляющими плотности потока нейтронов, которая обычно измеряется ионизационными камерами, казалось бы не могут быть зафиксированными экспериментально. Но ионизационные камеры могут быть созданы на основе разного делящегося материала, в том числе имеющего пороговое сечение деления, что используется в экспериментах на действующих реакторах для «фильтрации» сигнала от фона, когда, например, используется сигнал в камере только на основе высокоэнергетичных нейтронов, чтобы исключить учет ионизации газовой среды в ионизационной камере от гамма-квантов, т. е. исключить фон.

К таким ионизационным камерам можно отнести камеры на основе использования ^{232}Th , ^{238}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{234}U с пороговой энергией деления 1,5, 1,3, 0,70, 0,32 и 0,26 МэВ соответственно. Вместе с использованием беспороговой камеры на основе ^{235}U эти камеры дают надежду на возможность получения некоторых экспериментальных оценок парциальных решений уравнений переноса нейтронов в реакторе на быстрых нейтронах.

Вместе с тем использование пороговой ионизационной камеры, регистрирующей лишь часть нейтронов из полного их спектра при нестационарном процессе в реакторе с изменением доли запаздывающих нейтронов в нем, т. е. усилении той или иной части спектра нейтронов может не в полной мере учитывать эти изменения и, тем самым, увеличивать погрешность измерения. Возможность оценки величины такой погрешности дают парциальные решения уравнений переноса нейтронов.

Решение сопряженной нестационарной системы уравнений диффузионного многогруппового приближения и переходная вероятность марковского процесса

А. И. Попыкин

ФБУ «НТЦ ЯРБ»

В работе [1] обсуждались достаточные условия того, чтобы полугруппа $T(t)$, производящим оператором которой является интегро-дифференциальный оператор переноса нейтронов, будет марковской. То есть она может быть связана с некоторым случайным марковским процессом. Таким образом, свойства этой полугруппы, подробно изученные в [2] и полученные для детерминистической постановки задачи, могут быть распространены и на определенные случайные процессы. При этом, сопряженная полугруппа, которая производящим оператором которой является сопряженный оператор переноса, будет оператором перехода (вероятностью) из одного состояния в другое для этого процесса. Это известный факт, например, в физике ядерных реакторов, вывод уравнения для ценности нейтронов деления производится с использованием функции, которая определяется как функция распределения [3].

Диффузионное многогрупповое приближение подробно изучено в [4].

Операторная постановка нестационарной диффузионной N -групповой задачи следующая (операторная постановка и методы исследования аналогичны постановке и методам, которые приняты в [2]).

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

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

Определим оператор L в диффузионном приближении:

$$L = -\text{diag}\{L_i\}, \quad (3)$$

$$L_i n_i(\vec{r}, t) = \text{div}[\text{grad} D n_i(\vec{r}, t)] - \Sigma_{i,a,d}(\vec{r}) n_i(\vec{r}, t), \quad i = 1, N. \quad (4)$$

В (3), (4) приняты следующие обозначения: diag — диагональная матрица, $\Sigma_{i,a,d}$ — макросечение поглощения и перевода в другие группы; $n(r)$ — плотность нейтронов. При рассмотрении многогруппового приближения математический формализм не зависит от того, рассматривается плотность или плотность потока нейтронов.

Оператор $K = K_{i,s} + K_f$ — сумма операторов рассеяния и (источника) деления. Они представляют собой $N \times N$ матрицы с ограниченными коэффициентами.

В [4], [5] устанавливается, что оператор Λ является производящим оператором полугруппы $U(t)$. В отличие от полугруппы $T(t)$ она является аналитической [6]. В [4], [5] устанавливаются также свойства решений задачи Коши (1), (2) в зависимости от гладкости коэффициентов и границ области определения оператора L . Среди них есть и условия существования функции Грина в представлении решения задачи (1), (2) в виде:

$$n(t) = U(t)n^0. \quad (5)$$

Согласно определению, которое приводятся в [7], процесс, который описывается полугруппой $U(t)$ называется диффузией и является частным случаем марковского процесса. Поэтому полугруппа $U(t)$ является марковской. Очевидно, что нами указаны достаточные условия того, что $U(t)$ является марковской, которые не будут минимальными.

Список литературы

1. *Попыкин А.И.* Решение сопряженного нестационарного уравнения переноса нейтронов и вероятность // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Научно-техническая конференция. Тезисы докладов. — Обнинск, 2017 г., с. 44—45.
2. *Шихов С.Б.* Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ. — М.: Атомиздат, 1972 г.
3. *Казанский Ю.А., Матусевич Е.С.* Экспериментальная физика реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1994 г.
4. *Новиков В.М., Шихов С.Б.* Теория параметрического воздействия на перенос нейтронов. — М.: Энергоатомиздат, 1982.
5. *Новиков В.М., Попыкин А.И.* Свойства решений задачи Коши для диффузионного многогруппового приближения: Препринт ИАЭ 2640. — М., 1976.
6. *Хилле Э., Филлипс Р.* Функциональный анализ и полугруппы. — Издательство иностранной литературы 1962.
7. *Вентцель А.Д.* Курс теории случайных процессов. — М.: Наука. Физматлит. — 1996.

Секция 6.

ЧИСЛЕННЫЕ МЕТОДЫ, АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Отдельные результаты верификации кодов ORIGEN-2 и SOURCES-4C

С. Л. Осипов, А. В. Сяляев, С. Г. Усынина

АО «ОКБМ им. И. И. Африкантова», Нижний Новгород

Код ORIGEN-2, разработанный в ORNL, предназначен для расчета радиационных характеристик (изотопный состав, активность, мощность источников и спектры фотонного и нейтронного излучения, остаточное энерговыделение и др.) материалов, проходящих через ядерные топливные циклы (облучение в реакторе, выдержка после облучения, разделение материалов и др.). При расчетах по ORIGEN-2 использовались библиотеки распадов и выходов фотонного излучения, основанные, в основном, на данных файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VI. Данные по выходу тормозного излучения основаны на данных соответствующих библиотек кода ORIGEN-S. Данные по независимым выходам продуктов деления при делении делящихся нуклидов основаны на данных библиотеки ENDF-349. Подготовка одногрупповых сечений производится на базе данных библиотек ENDF/B-VII.0 и FENDL/A-2.0.

Код SOURCES-4C, разработанный в LANL, предназначен для расчета мощности источников и спектров нейтронов от спонтанного деления актинидов, от (α, n) -реакции на легких ядрах и от эмиссии запаздывающих нейтронов при радиоактивном распаде продуктов деления. Код SOURCES-4C обладает своим набором различных библиотек ядерно-физических данных. Этот код используется в качестве базового для расчета мощностей и спектров источников нейтронов. Так, например, в коде ORIGEN-2 для расчета мощностей источников нейтронов используются полуэмпирические соотношения, которые не учитывают различные тонкие эффекты, такие как спектральный состав α -излучения, изотопный состав топлива и т.п. В коде SOURCES-4C все эти эффекты, существенным образом влияющие на выход и спектр нейтронного излучения, учитываются.

Кросс-верификация кода ORIGEN-2 проводилась, в основном, на базе специально разработанных benchmark моделей, представляющих собой гомогенные смеси различного изотопного состава: урановое топливо, МОКС-топливо и ЧУП-топливо. В докладе представлены отдельные сравнительные данные с кодами CARE и ORIGEN-S по интегральным характеристикам для композиций свежего топлива, таким как активность, мощность источников нейтронов и фотонов, энерговыделение.

Верификация кода SOURCES-4C проводилась путем сравнения результатов расчета различного вида топлива (на основе уран, плутония, МОКС, СНУП) и источников нейтронов (плутоний-бериллиевого, калифорниевого) с независимыми данными из литературных источников, с альтернативным ПК (ORIGEN-S, CARE, NEDIS), а также путем сравнения с экспериментальными данными, полученными в экспериментах, проведенных в JAERI и других институтах, на оксидном топливе. В докладе представлены отдельные данные кросс-верификации и сравнения с экспериментами.

На основе полученных данных сделаны выводы о возможных диапазонах погрешностей при расчетах по верифицируемым кодам.

О сеточных методах решения уравнения переноса

Л. П. Басс¹, В. Д. Давиденко², О. В. Николаева¹

¹ ФИЦ «Институт прикладной математики им. М.В. Келдыша РАН»

² НИЦ «Курчатовский институт»

Сеточные (детерминистские) методы широко применяются в задачах проектирования и эксплуатации ядерных энергетических установок.

По сравнению с методом Монте-Карло они обладают как преимуществами, так и некоторыми недостатками. Большинство специалистов-расчетчиков считает оптимальным применение этих двух методов; существуют и гибридные методы в рамках одного расчета.

В докладе приводятся основные характеристики отечественных и зарубежных пакетов программ, используемых сеточных схем и методов распараллеливания вычислений.

О декомпозиции неструктурированной сетки при решении уравнения переноса нейтронов на параллельных компьютерах

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

ФИЦ «Институт прикладной математики им. М.В. Келдыша РАН»

Рассмотрен вопрос о влиянии способа декомпозиции неструктурированной сетки на эффективность параллельного алгоритма решения уравнения переноса нейтронов. Предложены три способа декомпозиции сетки, приводящие в каждой задаче к трем различным разбиениям расчетной области на подобласти. Показано, как разбиение влияет на основные факторы, определяющие эффективность распараллеливания: число итераций и время межпроцессорных обменов. Тестирование параллельных алгоритмов выполнено на гибридном вычислительном кластере k100 (<http://www.kiam.ru/MVS/resources/k100.html>) по программе РадугаТ.

Детальное моделирование эксперимента Iron88 на установке ASPIS на неструктурированных тетраэдрических сетках по программе РадугаТ

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

ФИЦ «Институт прикладной математики им. М.В. Келдыша РАН»

Моделирование известного бенчмарка-эксперимента Iron88 на установке ASPIS выполнено в трехмерной 3D геометрии на неструктурированных тетраэдрических сетках. Использование тетраэдрических сеток дает возможность прямо задавать оболочки детекторов и исследовать влияние этих оболочек на поле нейтронов. Привлечение параллельного суперкомпьютера позволяет провести расчет с многогрупповыми системами констант NDF/би Abbn.

Выполнено сравнение результатов моделирования в трехмерной (x,y,z) -геометрии с результатами моделирования в двумерной (r,z) -геометрии, а также с экспериментальными данными.

Работа выполнена с использованием оборудования Центра коллективного пользования сверхвысокопроизводительными вычислительными ресурсами МГУ имени М.В. Ломоносова

Матрица деления в программе TDMCC для расчета слабосвязанных систем

Т. В. Семенова

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров, Россия

Е. Ф. Митенкова, Е. В. Соловьева

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

Известно, что в слабосвязанных системах нейтронно-физические расчеты на критичность с использованием традиционных методов Монте-Карло могут приводить к нефизичным результатам. Из-за специфики слабосвязанных систем, таких как $K_{\text{of_the_World}}$ [1], «шахматная доска» [2], слэбы с неоднородными областями [3] и др. Монте-Карло расчеты методом поколений приводят к некорректным значениям $K_{\text{эфф}}$ и неадекватным функциям распределения нейтронов [4, 5]. Также наряду с сильной чувствительностью вычисляемых нейтронно-физических характеристик к расчетным параметрам для некоторых слабосвязанных систем наблюдаются качественные отличия функций распределений нейтронов при малых «материальных» возмущениях (плотность, композиционный состав), не вносящих заметных изменений в нейтронно-физические свойства рассматриваемых систем.

В расчетах на критичность методом Монте-Карло корректность счета нейтронов связывается с источником деления нейтронов в системе. В традиционных реакторных системах метод поколений обеспечивает формирование корректного источника при соответствующей статистике нейтронов [6] с выходом на собственную

функцию при любом начальном распределении источника нейтронов. В слабосвязанных системах существующий метод поколений не гарантирует получение адекватного источника нейтронов даже при очень большой статистике. Кроме того, сформированный источник, устойчивость которого подтверждается вычисляемой энтропией Шеннона, в сильной степени оказывается зависимым от начального распределения нейтронов и параметров расчета. Подобная неоднозначность формируемого источника нейтронов в слабосвязанных системах приводит к качественно различным функциям распределения скорости деления в бенчмарке «шахматная доска» [7], симметричной системе типа «твэл» [8] и др.

В расчетах на критичность для обеспечения адекватных функций распределения нейтронов в слабосвязанных системах предлагается использование матрицы деления MD . Идея использования матрицы деления в нейтронно-физических реакторных расчетах восходит к 60-м годам прошлого века [9], которая изначально рассматривалась в рамках детерминистических подходов решения уравнения переноса нейтронов с использованием ядерных констант в малогрупповом приближении. В последнее десятилетие активизировались работы по использованию матрицы деления в реакторных расчетах методом Монте-Карло с ядерными константами в непрерывном представлении [10].

В расчетах на критичность метод, базирующийся на матрице деления, позволяет получать достоверные распределения нейтронов в слабосвязанных системах. Анализ распределений скорости деления в слэбах с протяженными неоднородными топливными областями показывает, что корректность результата во многом зависит от сформированной матрицы деления. Корректность матрицы деления MD может быть оценена, исходя из нейтронно-физических свойств рассматриваемой системы — соотношений захвата и деления, длины свободного пробега нейтрона и др. в граничащих соседних областях.

В программе TDMCC [11] реализован метод счета функций распределения на основе матрицы деления. Формирование матрицы MD размерности $N \times N$ осуществляется для рассматриваемой системы, разделенной на N пространственных областей. Элемент матрицы MD_{ij} определяет количество нейтронов, появившихся в ячейке j от нейтронов, стартовавших из ячейки i . Вопрос сегментации исходной системы требует особого рассмотрения. При грубом разбиении системы можно получить неправильное распределение, что было продемонстрировано в ряде работ, при большом значении N могут возникнуть технические проблемы с памятью, вычислением собственных значений и др. Характерный размер ячейки также важен с точки зрения нейтронно-физических характеристик системы. Собственные функции \bar{s}_i характеризуют распределения нейтронов деления в системе при «возмущении» (стартующие нейтроны) соответствующих ячеек, обеспечивая тем самым распределения нейтронов деления, отвечающие разным «возмущенным» областям.

Результаты использования метода матрицы деления приведены для расчета источника нейтронов деления в слабосвязанной системе типа «твэл» [3], представляющей плоскую систему длиной 425,7 см, состоящую из трех топливных зон ($n=3$) разного обогащения w_n длиной 40, 285,7, 40 см и двух слоев воды по 30 см на концах. В плане система представляет бесконечную квадратную решетку шагом 1,33 см,

в которой по центру размещается твэл диаметром 0,95 см, окруженный водой. Рассматриваются симметричные (с одинаковыми обогащениями в концевых зонах) и несимметричные системы.

Характерный вид матрицы деления MD (для $N=9$) приведен для базовой симметричной системы «твэл» обогащением $w_1 = w_3 = 4,5\%$ и $w_2 = 0,7\%$ (таблица). Собственные функции представлены для трех наибольших собственных значений (рис. 1) и наименьших (рис. 2).

Полученные распределения в качестве источника нейтронов деления позволяют в последующих Монте-Карло расчетах на критичность получить распределения скоростей реакций в слабосвязанных системах.

Характерная матрица деления MD для $N=9$

0,55210	0,05513	0,00025	0	0	0	0	0	0
0,09124	0,33317	0,05004	0,00004	0	0	0	0	0
0,00013	0,04817	0,33047	0,04828	0,00018	0	0	0	0
0	0,00008	0,04928	0,32935	0,04853	0,00007	0	0	0
0	0	0,00003	0,04702	0,32935	0,04869	0,00099	0	0
0	0	0	0,00004	0,04896	0,32822	0,04639	0,00004	0
0	0	0	0	0,00006	0,04838	0,33358	0,04802	0,00007
0	0	0	0	0	0,00007	0,04883	0,33722	0,09267
0	0	0	0	0	0	0,00008	0,05633	0,55211

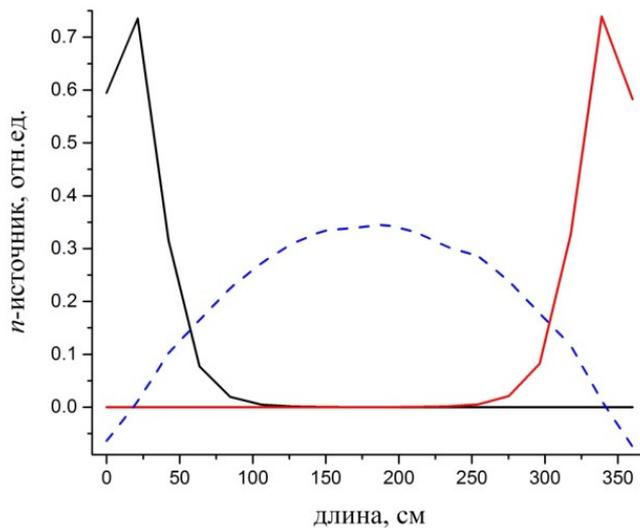


Рис. 1. Собственные функции (источник деления нейтронов) для трех наибольших собственных значений

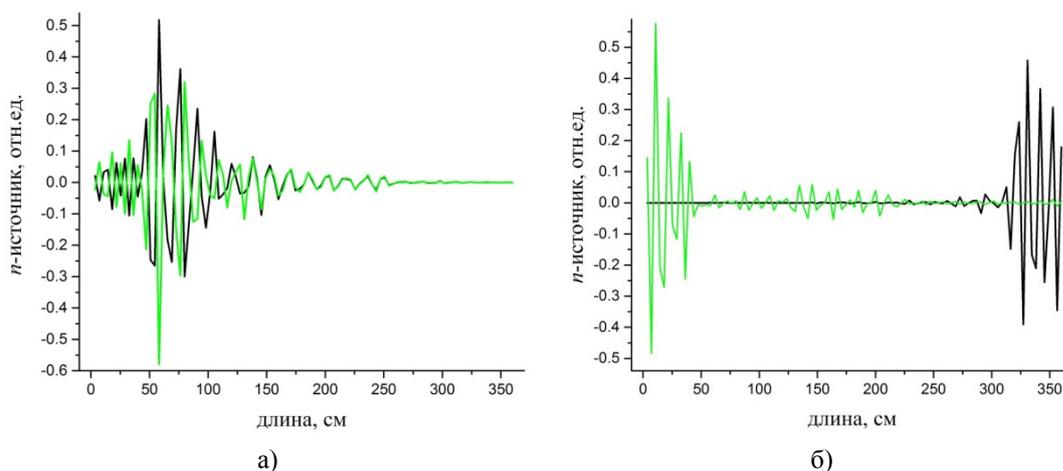


Рис. 2. Сравнительные собственные функции (источник деления нейтронов) для двух собственных значений, соответствующих областям левой половины (а), и двух наименьших собственных значений, соответствующих почти симметричным областям (б)

Список литературы

1. *Brown F.B.* "K-effective of the World" and Other Concerns for Monte Carlo Eigenvalue Calculations. *Progress in Nuclear Science and Technology*, 2011, vol. 2, pp. 738—742.
2. *Smith N. et al.* OECD/NEA Source convergence Benchmark 1: Checkerboard storage of assemblies // AEA Technology, UK, 2002.
3. *Blomquist R., Amirshaw M., Hanlon D. et al.* Source Convergence in Criticality Safety Analysis, Phase I: Results of Four Test Problems. OECD NEA, 2006, no. 5431.
4. *Митенкова Е.Ф., Колташев Д.А., Кузуб П.А.* Распределение скорости реакции деления в слабосвязанной системе для тестовой модели «шахматная доска» // Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 6, с. 345—350.
5. *Семенова Т.В., Митенкова Е.Ф.* Расширение возможностей программы TDMCC для исследования больших и слабосвязанных систем // ВАНТ, Сер. Ядерно-реакторные константы, 2015, вып. 1, с. 31—35.
6. *Sutton T.M., Brown F.B.* Analysis of the Monte Carlo Eigenvalue Bias. — CIS-RPC-91-17, Knolls Atomic Power Laboratory, USA, 1991.
7. *Митенкова Е.Ф., Семенова Т.В.* Использование программы TDMCC для решения задач с доминантным отношением, близким к единице // ВАНТ. Серия: Математическое моделирование физических процессов, 2015, вып. 4, с. 3—14.
8. *Кузуб П.А., Митенкова Е.Ф.* Источник нейтронов деления в расчетах методом Монте-Карло для слабосвязанных систем: Препринт ИБРАЭ-IBRAE-2015-02. — Москва, 2015.
9. *Morton K.W.* Criticality Calculations by Monte Carlo Methods. United Kingdom Atomic Energy Research Establishment, Harwell, Report T/R-1903, 1956.
10. *Brown F.B., Carney S.E., Kiedrowski B.C., Martin W.R.* Fission Matrix Capability for MCNP, Part I-Theory. — In: M&C 2013, Sun Valley, Idaho, 5–9 May, 2013, p. 2828—2839.
11. Программа: TDMCC (Time-Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о гос. регистрации № 2010614412. ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».

Бенчмаркинг для современных нейтронно-физических кодов

Е. Ф. Митенкова, Н. В. Новиков, Е. В. Соловьева

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН,
Москва, Россия*

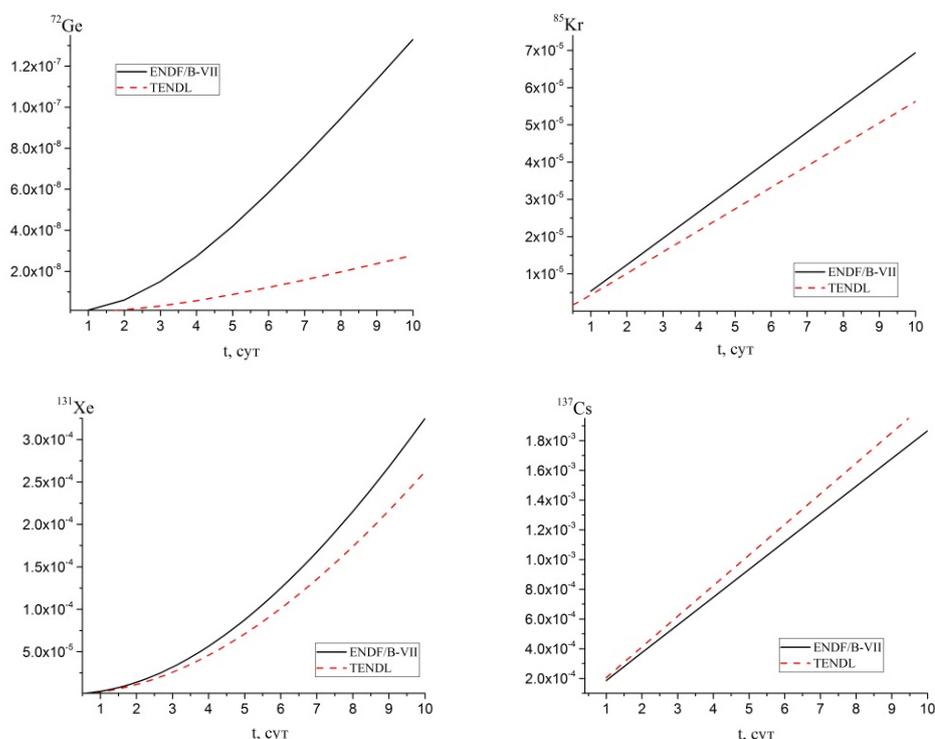
Расширение вычислительной базы современных нейтронно-физических кодов ставит новые задачи обоснования корректности вычисляемых характеристик. Традиционное сопоставление результатов Расчета и Эксперимента зачастую оказывается невозможным из-за неполноты описания эксперимента, отсутствия необходимых экспериментальных данных и недооценки погрешностей эксперимента. Кроме того, верификация современных нейтронно-физических кодов требует значительно больше «эталонных» данных нежели представляемые данные в бенчмарках.

Объективные трудности получения эталонных экспериментальных данных в нужном объеме с соответствующей точностью обуславливают применение дополнительных средств эталонного тестирования (бенчмаркинга) современных кодов. Вычислительный Эксперимент может стать инструментом, который в условиях расширенного моделирования обеспечит получение «интервальных» значений для ключевых характеристик, позволит уточнять параметры тестовых расчетов и формулировать (в случае необходимости) новые тестовые задачи.

На сегодняшний день представительность многих бенчмарков (из международных справочников), используемых при тестировании, вызывает много вопросов. Поскольку изначально большая часть проводимых экспериментов была нацелена на уточнение ядерно-физических данных, сравнение Расчета с Экспериментом в основном сводилось к сопоставлению расчетных и экспериментальных значений интегральной характеристики $K_{эф}$. В настоящее время уровень существующей константной базы и расчетных кодов делают подобные сравнения малоинформативными при тестировании современных нейтронно-физических кодов.

1. Проблема бенчмаркинга рассматривается на примере решения задач нуклидной кинетики на полном базисе элементов выхода продуктов деления (ПД) с использованием независимых выходов. Объективная невозможность получения экспериментальных данных для большей части элементов ПД определяет одну из ключевых проблем — обоснование корректности (достоверности) вычисляемых значений (концентраций) с гарантированной погрешностью для всех элементов. Показано, что разные модели выхода ПД в ENDF/B, JEFF, GEFY, TENDL [1, 2] приводят к заметно различающимся значениям концентраций многих нуклидов. В GEFY и TENDL используются отличные от традиционных модели выхода ПД — с независимыми выходами для увеличенного числа точек (до 30) на энергетической сетке и статистические модели (до 100000 файлов для отдельного актиноида). Расчеты с библиотеками выхода на основе GEFY и TENDL представляют особый интерес для систем с быстрым и промежуточным спектром. Приведены примеры накопления отдельных изотопов при использовании библиотек выхода ПД, сформированных на основе ENDF/B-VII и TENDL. Расчеты выполнены при одинаковых условиях облучения уранового образца, с одинаковыми библиотеками распада и сечений. Заметные различия вычисленных концентраций до нескольких десятков процентов наблюдаются

для большого числа нуклидов, а для отдельных, например, ^{72}Ge различия достигают порядка и даже более (см. рисунок).



Накопление отдельных элементов ПД при облучении уранового образца постоянным потоком $2,72 \cdot 10^{15}$ н/с в расчетах с библиотеками выхода ПД, сформированными на базе ENDF/B-VII и TENDL

2. Увеличение числа элементов ПД до ~ 1800 по сравнению с традиционно рассматриваемыми (до ~ 400 элементов) приводит к необходимости решения жесткой системы обыкновенных дифференциальных уравнений с числом обусловленности $\sim 10^{20}$, что связано с определенными математическими трудностями [3, 4]. Представлены примеры некорректностей в расчетах по программе ORIGEN2. Анализируются результаты расчетов, выполненные с помощью адаптированного для решения жестких систем решателя программного комплекса SADEL-PA10 [5], и пакета математических программ MATLAB.

3. Реализация Вычислительного Эксперимента рассматривается на примере обсчета эксперимента, связанного с облучением образца из урана в реакторе БН-350 в условиях неполноты описания эксперимента [6].

Заключение. Вычислительный Эксперимент наряду с физическим Экспериментом должен стать инструментом бенчмаркинга современных нейтронно-физических кодов и рассматриваться в качестве обязательной составляющей при их верификации.

Список литературы

1. Митенкова Е.Ф., Новиков Н.В., Соловьева Е.В. Библиотеки с расширенным представлением выхода продуктов деления в расчетах нуклидного состава топлива в быстром спектре // Атомная энергия, т. 117, вып. 6, (2014), с. 341—346.
2. Mitenkova E.F., Novikov N.V. “Effect of fission yield libraries on the irradiated fuel composition in Monte Carlo depletion calculations”. Proceedings of the 7th Workshop Nuclear Measurements, Evaluations and Applications (NEMEA-7), 5–8 November 2013, Geel, Belgium, OECD 2014, p. 287—296.
3. Хайпер Э., Ваннер Г. Решение обыкновенных дифференциальных уравнений. Жесткие и дифференциально-алгебраические задачи. — М.: Мир, 1999. — 685 с.
4. Митенкова Е.Ф., Соловьева Е.В., Маничев В.Б., Фельдман Э.О. Задачи изотопной кинетики на полном базисе выхода продуктов деления // Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 1, с. 54—57.
5. Маничев В.Б., Жук Д.М. Базовый набор тестовых задач для решателей систем ОДУ // Технологии инженерных и информационных систем, 2016, т. 2, № 4, с. 70—84.
6. Кочетков А.Л., Семенов М.Ю., Хомяков Ю.С. и др. Верификация программы CARE в реакторных трансмутационных экспериментах на БН-350, БН-600 и БОР-60 / Сб. докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2003, Обнинск. — 2003.

Использование методики пропорционально-температурных концентраций для расчетов реакторных установок на быстрых нейтронах

В. Н. Кошечев, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов, А. А. Якунин

АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

В работе представлены результаты тестирования методики пропорционально-температурных концентраций, которая предназначена для учета изменения температуры нуклидов в расчетах критичности реакторных установок на быстрых нейтронах по программам Монте Карло, использующих детальное слежение за энергией нейтронов.

В расчетах используются нейтронные данные из библиотеки РОСФОНД-2010 в формате ACE.

Расчетные программы — ММКС, MCNP5.

Рассмотрены четыре изотермических состояния реактора:

- 1) монтажное — температура 300 К;
- 2) перегрузочное — температура 513 К;
- 3) изотермический разогрев — температура 625 К;
- 4) работа на мощности — температура 1500 К.

Для апробации методики использовались тестовые модели реакторов на быстрых нейтронах БН-600, БН-800, БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300.

Полученные результаты проанализированы.

Сделаны выводы о возможности применения методики пропорционально-температурных концентраций в расчетах быстрых реакторов.

Проведение анализов безопасности РУ ВВЭР в реактивных авариях с учетом регулирования частоты энергосети

М. А. Увакин, И. В. Махин, Е. В. Сотсков

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск Московской обл., ул. Орджоникидзе, 21

Современные требования к работе РУ ВВЭР в энергетической системе предусматривают участие энергоблоков в режимах с постоянным изменением внешней нагрузки [1—3]. К таким режимам относятся:

- первичное регулирование частоты тока энергосети;
- суточное маневрирование (работа в графике следования за нагрузкой);
- импульсная разгрузка турбогенератора (ТГ);
- комбинации перечисленных режимов.

Перечисленные режимы являются режимами нормальной эксплуатации РУ и заключаются в периодическом изменении расхода пара на линию турбогенератора и соответствующем изменении взаимосвязанных параметров. Для обоснования безопасности с учетом режимов регулирования внешней нагрузки допускается модернизация применяемых методик и разработка новых расчетных моделей. Вариант такой модели, учитывающей динамику РУ при возникновении исходного события, был предложен в работе [4]. Целью данной работы является дальнейшая апробация предложенной модели для расчетного анализа безопасности РУ ВВЭР.

Рассматривается проблема проведения расчетных анализов безопасности РУ ВВЭР для некоторых исходных событий с вводом реактивности (RIA) с учетом работы энергоблоков в режиме нормированного первичного регулирования частоты электросети (НПРЧ). Применение данного режима приводит к изменению нагрузки турбогенератора, что влечет за собой практически непрерывное изменение параметров РУ за счет обратных связей и действия регуляторов. Постоянное нахождение РУ в динамических условиях учитывается в проводимых анализах безопасности при помощи разработанной ранее методики. Рассматривается развитие области применения расчетной методики с полноценным учетом динамики РУ, в основу которой положена математическая модель определения наиболее неблагоприятных для безопасности сочетаний исходного события с НПРЧ. Модель основана на расчетном и теоретическом анализе динамики РУ в переходных процессах при НПРЧ. Проводится апробация модели на примерах выполнения расчетного обоснования безопасности для исходных событий с выбросом ОР СУЗ, неуправляемым извлечением группы органов регулирования и падением одного ОР СУЗ с учетом пространственного изменения поля энерговыделения.

Список литературы

1. Регулирование частоты и перетоков активной мощности в ЕЭС России. СТО 59012820.27.100.003-2012.
2. Нормы участия энергоблоков атомных электростанций в нормированном первичном регулировании частоты. СТО 59012820.27.120.20.004-2013.
3. Non-baseload operation in nuclear power plants: load following and frequency control modes of flexible operation — IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.23.

4. *Увакин М.А., Махин И.В., Сотсков Е.В.* Математическая модель для расчетного обоснования безопасности реакторных установок ВВЭР в режимах с регулированием частоты энергосети / Сб. трудов Межотраслевого научно-технического семинара «Моделирование динамики ЯЭУ (разработка программных средств, верификация, оценка точности расчета)», НИТИ им. А.П. Александрова, 2018.

Новый вариант программы SUHAM-3D для решения трехмерного стационарного уравнения переноса нейтронов для реакторов с квадратной решеткой и его верификация

В. Ф. Бояринов

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Описан новый вариант программы SUHAM-3D, в котором реализованы более точные по сравнению с предыдущим вариантом программы трехмерные конечно-разностные уравнения метода поверхностных гармоник с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами для двухэтапного расчета (ячейки — реактор) реактора с квадратной решеткой [1]. Комплекс программ SUHAM развивается в Курчатовском институте для решения стационарного и нестационарного уравнений переноса нейтронов в ядерных реакторах разного типа. Верификация программы SUHAM-3D проведена на пяти тестах международного бенчмарка C5G7. Сравнение проводилось с результатами расчетов по программе MCNP [2, 3]. Показано, что для данного бенчмарка:

- Максимальное отличие в $k_{эфф}$ по всем тестам не превышает 0,12 %.
- Максимальное отличие в RMS (среднеквадратическое отличие в локальном энерговыделении) по всем тестам не превышает 3,0 %.
- Отличие энерговыделений в ТВС не превышает 3,6 %.
- Максимальные отличия локальных энерговыделений и максимальное отличие усредненных по ТВС энерговыделений наблюдаются для ТВС-UO₂-2, которая находится в наиболее неоднородном окружении.

Ключевые слова: *метод поверхностных гармоник, уравнение переноса нейтронов, комплекс программ SUHAM-3D, верификация.*

Список литературы

1. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор: Препринт ИАЭ-4090/5. — М.: 1985.
2. *Smith M.A., Lewis E.E., Na B-C.* Benchmark on Deterministic Transport Calculations without Spatial Homogenization. A 2D/3D MOX Fuel Assembly Benchmark. NEA/NSC/DOC(2003)16, OECD, 2003.
3. *Smith M.A., Lewis E.E., Na B-C.* Benchmark on Deterministic Transport Calculations without Spatial Homogenization. MOX Fuel Assembly 3-D Extens.

Обзор спецификации международного нестационарного нейтронно-физического бенчмарка ОЭСР C5G7-TD

В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

В работе дано описание последней спецификации международного нестационарного нейтронно-физического бенчмарка C5G7-TD [1]. Основная цель данного описания — специфицировать первую фазу бенчмарка, как серию тестовых задач пространственно-временной нейтронной кинетики с гетерогенным описанием пространственных областей для решения нестационарного уравнения переноса нейтронов без обратных связей.

Бенчмарк одобрен в качестве международного проекта Агентством по ядерной энергии Организации Экономического Сотрудничества и Развития (OECD/NEA) в феврале 2015 г. [2, 3]

На данный момент прошло три рабочих семинара по данному бенчмарку [4—6].

Физические материалы в этих тестах описаны групповыми транспортными макроскопическими сечениями. Данный бенчмарк позволит провести кросс-верификацию детерминистических и стохастических программ с выделением методической составляющей погрешности. Авторами спецификации бенчмарка C5G7-TD [1, 3], помимо специалистов Курчатовского института, являются специалисты Государственного университета штата Северная Каролина, США, и специалисты Общества по безопасности (GRS), Германия.

Модель нового бенчмарка основана на хорошо изученном стационарном бенчмарке C5G7. Это модель небольшой легководной критической сборки с 16 топливными сборками (8 сборок с двуокисью урана и 8 сборок со смешанным оксидным топливом), окруженными водяным отражателем. Новый бенчмарк C5G7-TD обеспечен транспортными 7-групповыми сечениями и скоростями нейтронов для материалов, а также 8-групповыми параметрами кинетики.

В бенчмарке определены две системы упражнений. Первая система упражнений состоит из четырех двумерных упражнений: TD0, TD1, TD2 и TD3. Вторая система упражнений состоит из двух трехмерных упражнений: TD4, TD5. В докладе детально описаны законы возмущений сечений, вызывающих развитие нестационарных процессов. Только в тестовых задачах упражнения TD0 возмущения вносятся мгновенно (скачком), во всех остальных упражнениях возмущения вносятся по линейному закону. В упражнениях TD0, TD1, TD2 и TD4 возмущения вносятся путем ввода/вывода контрольных стержней, в упражнениях TD3 и TD5 возмущения вводятся путем изменения плотности теплоносителя. Всего определено 26 тестовых задач. В последней спецификации бенчмарка C5G7-TD [1] дополнительно введено описание тестов с положительной введенной реактивностью. Введение положительной реактивности достигается удалением групп контрольных стержней из активной зоны.

В работе дано подробное описание всех тестовых задач, системы выходных функционалов, используемых для сравнения результатов.

Следует отметить, что на данный момент уже более 10 организаций из разных стран мира принимают участие в расчетах бенчмарка C5G7-TD по программам, реа-

лизирующим различные методы. Организационный комитет бенчмарка приветствует появление новых программ и организаций, желающих принять участие в расчетах данного бенчмарка.

Ключевые слова: *международный бенчмарк, C5G7-TD, легководная критическая сборка, перенос нейтронов, нестационарные процессы, законы возмущения, групповое приближение, программа SUHAM-TD.*

Список литературы

1. *Boyarinov V.F., Fomichenko P.A., Hou J., Ivanov K.N., Aures A., Zwermann Z., Velkov K.* Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD), Volume I, Kinetics Phase, Version 1.9, June, 2018.
2. *Boyarinov V.F., Kondrushin A.E. and Fomichenko P.A.* Benchmark on deterministic time-dependent transport calculations without spatial homogenization, in PHYSOR 2014. — The Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future, Kyoto, Japan, September 28 — October 3, 2014.
3. *Boyarinov V.F., Fomichenko P.A., Hou J., Ivanov K., Aures A., Zwermann W., Velkov K.* Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD), Version 1.6, July 2016, OECD Nuclear Energy Agency NEA/NSC/DOC(2016).
4. OECD/NEA Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD) — First Workshop (C5G7-TD-1). May 31, 2016 Paul Scherrer Institut (PSI) Switzerland, NEA/NSC/DOC(2016)33.
5. OECD/NEA Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD) — Second Workshop (C5G7-TD-2). 11-12 May 2017 Erlangen, Germany. NEA/NSC/WPRS/DOC(2018)11.
6. OECD/NEA Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD) — Third Workshop (C5G7-TD-3). 17-18 May 2018, Lucca, Italy. NEA/NSC/WPRS/DOC(2018)12.

Параметры нейтронной кинетики, рассчитываемые в программе SUHAM

В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Приведены формулы для зависящих от времени параметров точечной нейтронной кинетики, а именно для реактивности, доли запаздывающих нейтронов и времени жизни мгновенных нейтронов, реализованные в комплексе программ SUHAM-TD [1]. Эти формулы в комплексе программ SUHAM-TD используются только в качестве удобных интегральных функционалов для сравнения, но не для использования в уравнениях одноточечной кинетики. Представлены расчеты параметров точечной кинетики по комплексу программ SUHAM-TD для двумерных тестов международного бенчмарка C5G7-TD [2, 3] (всего 19 тестов), выполненные по разным формулам. Исследовано влияние учета сопряженной функции на расчет параметров точечной кинетики. Исследования проводились как на переходных процессах с движением контрольных стержней, так и на процессах с изменением плотности теплоносителя в активной зоне.

По результатам расчетов можно сделать следующие выводы:

- Расчет реактивности следует проводить по формуле Генри [4], которая используется в программе SUHAM в качестве основной.
- Формула Белла-Глесстона [5] вносит существенные погрешности в значения реактивности.
- При расчете всех параметров точечной кинетики необходимо учитывать сопряженную функцию.

Ключевые слова: метод поверхностных гармоник, уравнение переноса нейтронов, программ SUHAM, бенчмарк C5G7-TD, параметры точечной кинетики.

Список литературы

1. Бояринов В.Ф., Кондрушин А.Е., Фомиченко П.А. Двумерные уравнения метода поверхностных гармоник для решения задач пространственной нейтронной кинетики в реакторах с квадратной решеткой // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 4, с. 4—16.
2. Hou J., Ivanov K.N., Boyarinov V.F., Fomichenko P.A. OECD/NEA benchmark for time-dependent neutron transport calculations without spatial homogenization // Nuclear Engineering and Design, 2017, v. 317, p. 177—189.
3. Boyarinov V.F., Kondrushin, A.E., Fomichenko P.A. Benchmark on deterministic time-dependent transport calculations without spatial homogenization. PHYSOR-2014, The Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future, 2014, Kyoto, Japan, September 28 — October 3.
4. Allan F. Henry. Nuclear-Reactor Analysis. Published by The MIT Press, 1975.
5. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1974.

Расчеты двумерных тестов пространственной кинетики бенчмарка OECD C5G7-TD с положительной введенной реактивностью по программе SUHAM-TD

В. Ф. Бояринов

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

В последних спецификациях бенчмарка C5G7-TD (v. 1.8, 1.9) [1, 2] дополнительно введено описание тестов с положительной введенной реактивностью. Введение положительной реактивности достигается удалением групп контрольных стержней из активной зоны. По программе SUHAM-TD [3] рассчитано 7 двумерных тестов, отличающихся как скоростью выведения групп контрольных стержней, так и группами контрольных стержней, удаляемых из активной зоны. Для каждого теста рассчитаны зависимости от времени следующих величин: полной мощности рассчитываемого объекта, мощности ТВС, локальной мощности, реактивности, эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни запаздывающих нейтронов. На рис. 1 показано движение контрольных стержней в рассчитанных тестах. В двумерных расчетах эти сценарии моделируются изменением групповых сечений по специальным формулам.

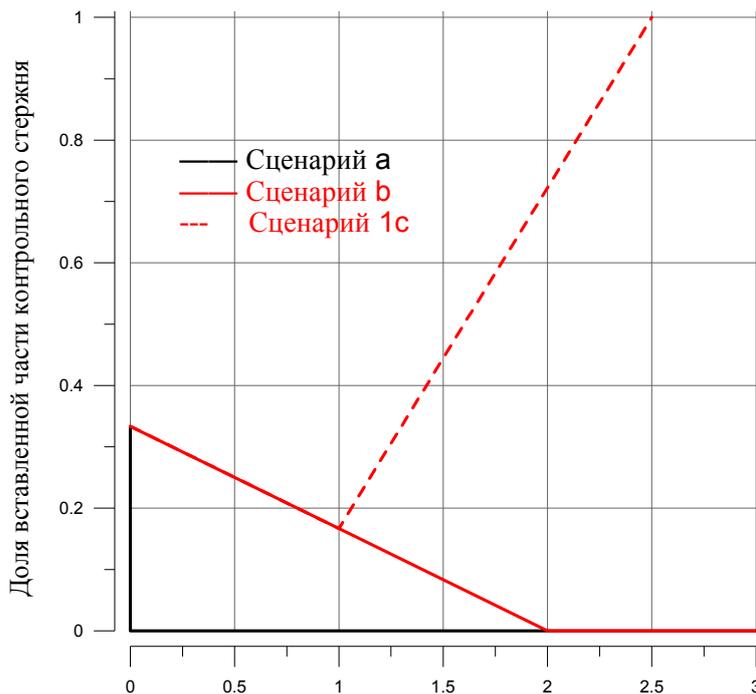


Рис. 1. Движение контрольных стержней:
— сценарий а; — сценарий б; --- сценарий 1с

Ключевые слова: метод поверхностных гармоник, уравнение переноса нейтронов, программ SUHAM, бенчмарк C5G7-TD, параметры точечной кинетики, тесты с положительной введенной реактивностью.

Список литературы

1. *Boyarinov V.F., Fomichenko P.A., Hou J., Ivanov K.N., Aures A., Zwermann Z., Velkov K.* Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD), Volume I, Kinetics Phase, Version 1.8, March, 2018.
2. *Boyarinov V.F., Fomichenko P.A., Hou J., Ivanov K.N., Aures A., Zwermann Z., Velkov K.* Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD), Volume I, Kinetics Phase, Version 1.9, June, 2018.
3. *Бояринов В.Ф., Кондрушин А.Е., Фомиченко П.А.* Двумерные уравнения метода поверхностных гармоник для решения задач пространственной нейтронной кинетики в реакторах с квадратной решеткой // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 4, с. 4—16.

Программа SUHAM-3D-TD, описание и первые результаты расчетов

В. Ф. Бояринов

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Описана новая программа SUHAM-3D-TD, в которой реализованы нестационарные трехмерные конечно-разностные уравнения метода поверхностных гармоник с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами для реактора с квадратной решеткой. Комплекс программ SUHAM развивается в Курчатовском институте для решения стационарного и нестационарного уравнений переноса нейтронов в ядерных реакторах разного типа. Программа SUHAM-3D-TD, по-видимому, первая программа, в которой реализованы трехмерные групповые уравнения пространственной кинетики на основе метода поверхностных гармоник (МПГ [1]). При построении нестационарных уравнений МПГ использован алгоритм построения стационарных уравнений, приведенный в [2] и реализованный в программе SUHAM-3D [3].

Проведены первые расчеты по программе SUHAM-3D-TD пяти трехмерных тестов международного нестационарного бенчмарка C5G7-TD [4], именно трехмерных бенчмарков TD4-1, TD4-2, TD4-3, TD4-4 и TD4-5. Все тесты бенчмарка C5G7-TD являются «слепыми», т. е. результаты расчетов этих тестов, пригодные для сравнения, появятся только после определенного времени, когда большая часть, участвующих в расчетах программ рассчитают эти тесты.

В качестве результатов рассчитанных тестов приведены распределения от времени полной мощности рассчитываемого объекта и реактивности по Генри [4].

Ключевые слова: *метод поверхностных гармоник, нестационарное уравнение переноса нейтронов, комплекс программ SUHAM-3D-TD, нестационарный бенчмарк C5G7-TD, реактивность по Генри.*

Список литературы

1. *Лалетин Н.И.* Об уравнениях гетерогенного реактора // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1981, вып. 18, с. 31—46.

2. Лалетин Н.И., Ельшин А.В. Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор: Препринт ИАЭ-4090/5. — М.: 1985.
3. Бояринов В.Ф. Новый вариант программы SUHAM-3D для решения трехмерного стационарного уравнения переноса нейтронов для реакторов с квадратной решеткой и его верификация // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2018, в печати.
4. Boyarinov V.F., Fomichenko P.A., Hou J., Ivanov K.N., Aures A., Zwermann Z., Velkov K. Deterministic Time-Dependent Neutron Transport Benchmark without Spatial Homogenization (C5G7-TD), Volume I, Kinetics Phase, Version 1.9, June, 2018.

Транспортный вариант нестационарного диффузионного теста BSS-6

В. Д. Давиденко, А. В. Моряков, В. Ф. Бояринов

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1, Россия

Как одна из задач, для проведения верификации программ, позволяющих рассчитывать задачи пространственной кинетики реакторов, был выбран одномерный тест BSS-6 (*Benchmark Source Situation*) [1]. Тест представляет собой трех-зонную размножающую среду, в виде бесконечной пластины, состоящей из трех областей, при этом области 1 и 3 (правая и левая области) являются физически эквивалентными. Даны диффузионные константы для двух групп нейтронов, данные для запаздывающих нейтронов в 6 группах. Тест предполагает несколько сценариев изменения сечения в зонах пластины в критическом состоянии, с последующим мониторингом временного переходного процесса, вызванного этим изменением. Проводится исследование распределений пространственных профилей групповых потоков нейтронов, а также изменение мощности в каждой из зон рассматриваемой системы.

Целью работы является разработка транспортного варианта задачи BSS-6 для верификации программных средств решения нестационарного уравнения переноса нейтронов в транспортных приближениях, а также оценка отклонений в результатах, с результатами, полученными по диффузионным программам.

Расчеты выполнены с использованием программ SUHAM-D-TD [2] (решение нестационарного уравнения переноса с запаздывающими нейтронами в диффузионном приближении), КИР [3] (методом Монте Карло), LUCKY-A [4—6] (детерминированный метод решения уравнения переноса методом дискретных ординат с использованием параллельных вычислений). Для расчета по программам КИР и LUCKY-A из представленных в тесте коэффициентов диффузии в энергетических группах, были получены сечения для транспортного приближения для проведения кинетических расчетов. Тест предполагает нулевые граничные условия для диффузионного приближения и вакуумные граничные условия (ноль влета частиц в систему) для кинетического расчета.

Для получения решения задачи по программам КИР и LUCKY-A использовались параллельные технологии. Расчеты проводились с использованием вычислительных ресурсов [7—8].

В работе представлены:

– результаты расчета по программам SUHAMD-TD, КИР и LUCKY-A (для S_2 -, S_4 -, S_6 -приближений по угловой квадратуре) профилей пространственных распределений потоков нейтронов для первой и второй энергетических групп нейтронов, мощностей в пространственных зонах теста;

– сравнительный анализ полученных результатов.

Ключевые слова: уравнение переноса, $P_m S_n$ -метод, метод Монте Карло, суперкомпьютер, решение, пространственная подобласть, MPI технология, групповые потоки нейтронов, запаздывающие нейтроны.

Список литературы

1. Argonne Code Center, Benchmark Problem Book, ANL_7416 (Argonne National Laboratory, 1968).
2. Бояринов В.Ф., Кондрушин А.Е., Фомиченко П.А. Уравнения метода поверхностных гармоник для решения нестационарных задач переноса нейтронов и их верификация // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 2, с. 18—27.
3. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 5, с. 4—16.
4. 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.
5. 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.
6. 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.
7. <https://www.jssc.ru> (дата обращения 19.09.2018).
8. <http://ckp.nrcki.ru> (дата обращения 19.09.2018).

BNCODE — усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН

**А. А. Перегудов¹, М. В. Крячко¹, В. Н. Кошечев¹, П. А. Маслов¹, И. В. Тормышев¹,
М. Ю. Семенов¹, О. С. Гурская¹, А. А. Иванов², П. А. Ерпалов²**

¹ АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

² АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция»

Для научного сопровождения реакторной установки БН-600 в ГНЦ РФ-ФЭИ в 2010 году была разработана и внедрена система ModExSys [1]. Основной задачей научного сопровождения РУ БН-600 является расчетное обоснование безопасной работы реактора.

Расчетным инструментом в системе ModExSys является диффузионный код TRIGEX [2], в состав которого входит модуль для расчета изотопной кинетики на основе программы CARE [3].

За годы использования система ModExSys показала высокую эффективность. В рамках работ по сопровождению с помощью системы ModExSys ведется контроль параметров, необходимых для обеспечения безопасной работы реактора БН-600. При этом расчетная и экспериментальная величины запаса реактивности совпадают с точностью не хуже $\pm 0,1 \text{ \%}\Delta k/k$.

В последние годы реактор БН-600 активно используется не только как энергетический реактор, но и для облучения ТВС с нитридным топливом [4], с которыми ModExSys не может корректно работать. Кроме того, за прошедшие годы произошли изменения, связанные с доступными вычислительными возможностями, а также с повышением требований к точности и надежности расчетных предсказаний.

Необходимость оперативного учета растущих потребностей сопровождения реактора БН-600, а также ввод в эксплуатацию реактора БН-800, для которого также стоит задача научного сопровождения, привели к необходимости разработки кода сопровождения нового поколения, который бы учитывал достоинства и недостатки, обнаруженные при использовании системы ModExSys, позволил бы гибко учитывать актуальные потребности научного сопровождения как реактора БН-600, так и реактора БН-800, а в перспективе, мог бы быть адаптирован и для сопровождения проектируемого реактора БН-1200. Такой код должен иметь более развитые возможности расчетного моделирования, более гибкий, удобный и современный интерфейс.

В качестве стартовой версии нового кода сопровождения послужила система TRIUM800 [5], созданная специально для расчетного сопровождения реактора БН-800. Данный код в настоящее время активно используется в своей области применения. В отличие от системы ModExSys он основан на использовании не только диффузионного, но и транспортного приближения — в него в качестве расчетных модулей включены программы TRIGEX (диффузионное приближение; приближение точки на кассету в плане или нодальная схема, примерно эквивалентная шести точкам на кассету в плане; до 26 энергетических групп), ММК-К и ММК-С (транспортное P_L -приближение; метод Монте-Карло; 26 и 299 энергетических групп или использование потоочечных нейтронных данных, подобно тому, как это делается в программе MCNP). Имеется возможность поэлементного расчета РО СУЗ и комбинированных ЭТВС.

В настоящее время ведется работа по разработке усовершенствованного кода сопровождения нового поколения — BNCode. Для этого требуется решить следующие основные задачи:

1. Взяв за основу расчетный инструментарий кода TRIUM800 и архив загрузок (базу данных) по сопровождению реактора БН-800, модернизировать его программную оболочку;
2. Модернизировать процедуру восприятия информации об эксплуатации для корректной работы с ТВС с нитридным топливом;
3. Разработать гибкие и удобные для пользователя средства пре- и пост-процессинга;
4. Разработать средства визуализации входных и выходных параметров;
5. Перенести и усовершенствовать возможности системы ModExSys, связанные с сопровождением реактора БН-600;
6. Перенести и адаптировать для использования в новом коде сопровождения базу данных ModExSys;
7. Создание универсальной архитектуры для последующего подключения более мощных расчетных модулей; в частности, рассматривается возможность включение со временем в его состав Монте-Карловского кода из семейства MCU.

Список литературы

1. *Moiseev A.V., Khomyakov Yu.S., Surov S.V.* Experimental and calculating substantiation of reactivity balance and energy-release distribution in BN-600 core. IAEA International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), 4-7 March 2013, Paris, France.
2. *Серегин А.С., Кислицына Т.С.* Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-BNAB-90: Препринт ФЭИ-2655. — Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997.
3. *Кочетков А.Л.* Программа CARE — расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431. — Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1995.
4. *Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Якунин А.А., Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С.* Разработка нейтронно-физических тестов для анализа первой серии облучения нитридного топлива в реакторе БН-600 // *Нейтроника-2017*. — Обнинск, 2017.
5. *Елисеев В.А., Клинов Д.А., Коцеев В.Н., Маслов П.А., Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю.* Разработка кода повышенной точности TRIUM800 для расчетного сопровождения эксплуатации реактора БН-800 / *Одиннадцатая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018)*, г. Москва, 23-24 мая 2018 года.

Секция 7.

КОНСТАНТЫ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Сопоставление методик оценки константной погрешности нейтронно-физических расчетов с учетом данных интегральных экспериментов

В. А. Адарченко, А. А. Калинин

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

О. Н. Андрианова, Г. Н. Мантуров

АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Одной из актуальных задач в реакторной физике является реалистическая оценка точности расчетов нейтронно-физических характеристик (в т.ч. с учетом данных интегральных экспериментов) для последующего обоснования надежности расчетных предсказаний параметров проектируемых реакторных, вне-реакторных и прочих размножающих систем. В работе сопоставлены методики оценки погрешностей расчетных предсказаний нейтронно-физических характеристик размножающих систем, обусловленных неопределенностью в нейтронных сечениях урана и плутония, основанные на методе максимального правдоподобия (ИНДЭКС, ФЭИ) и методе Монте-Карло.

Система программ и архивов ИНДЭКС (Исправление Нейтронных Данных на основе интегральных Экспериментов) [1], разработана и развивается в ФЭИ для анализа и оценки погрешностей в расчетах нейтронно-физических характеристик реакторных установок и систем внешнего топливного цикла [2]. Оцениваемые с помощью системы ИНДЭКС погрешности расчетных предсказаний есть результат алгоритмической процедуры корректировки констант с использованием математико-статистических методов анализа расчетно-экспериментальных расхождений, коэффициентов чувствительности к входным данным — константам и параметрам моделей, ковариационных матриц погрешностей констант и результатов экспериментов. Развитие вычислительных мощностей способствовало повсеместному внедрению методов Монте-Карло (т.н. метода TMC-Total Monte Carlo, NRG) [3] для оценки погрешностей нейтронно-физических расчетов путем проведения многовариантных расчетов на основе предварительно сформированного набора входных данных и статистическом анализе результатов расчета реперных (бенчмарк) экспериментов. Этот метод был успешно реализован во ВНИИТФ. В качестве набора исходных данных

были взяты файлы оцененных ядерных данных из библиотеки TENDL-2014 [4] по 10000 вариантов для каждого изотопа ^{239}Pu и $^{235, 238}\text{U}$.

Оценка точности расчетных предсказаний характеристик была выполнена для гипотетических расчетных тестов критических и надкритических систем сферической геометрии. Оценка апостериорных константных погрешностей проводилась на основе анализа результатов реперных (бенчмарк) экспериментов из международного справочника оцененных бенчмарк экспериментов по критической безопасности (ICSBEP — International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments) [5].

В работе рассмотрены преимущества и недостатки каждого из подходов и продемонстрировано, что для простых по геометрии и составу систем наблюдается хорошее согласие результатов оценки априорных и апостериорных погрешностей расчета нейтронно-физических характеристик, полученных различными методами.

Список литературы

1. Мантуров Г.Н. Система кодов и ядерных данных для нейтронно-физических расчетов реакторов и оценки погрешностей // ВАНТ. Серия Ядерно-реакторные константы, 2017. — Вып. 1. — С. 115—128.
2. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Мантуров Г.Н. Верификация константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ в расчетах международного теста OECD/NEA по критической безопасности систем с МОКС-топливом // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2018. — № 3. — С. 160—170.
3. Nuclear Data Uncertainty Propagation: Total Monte Carlo vs. Covariances / D. Rochman, A. J. Koning, S. C. van der Marck, A. Hogenbirk and D. van Veen // Journal of the Korean Physical Society, Vol. 59, No. 2, August 2011, pp. 1236—1241.
4. "TENDL-2014: TALYS-based evaluated nuclear data library", A.J. Koning, D. Rochman, S. van der Marck, J. Kopecky, J. Ch. Sublet, S. Pomp, H. Sjostrand, R. Forrest, E. Bauge, H. Henriksson, O. Cabellos, S. Goriely J. Leppanen, H. Leeb, A. Plompen and R. Mills URL: <ftp://ftp.nrg.eu/pub/www/talys/tendl2014/reference.html> (дата обращения 01.10.18)
5. International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) URL: <https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/handbook.html> (дата обращения 01.10.18).

Измерения прохождения нейтронов с энергией 14 МэВ через слои гидридов лития методом нейтронно-активационного анализа

С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, И. И. Костенко, В. И. Литвин,
А. В. Лукин, А. Р. Мосеева, В. В. Намаконов, Ю. А. Соколов,
Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов

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

Представлены результаты экспериментов по прохождению 14 МэВ нейтронов через слои гидридов лития толщиной до 25 см. Измерения выполнены методом нейтронно-активационного анализа на нейтронном генераторе НГ-12И. Режим работы нейтронного генератора — статический. Для определения прохождения 14 МэВ нейтронов через слои образцов и оценки изменения спектра нейтронов были использованы нейтронно-активационные детекторы на основе следующих реакций активации: $^{19}\text{F}(n,2n)^{18}\text{F}$, $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$, $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$, $^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$. Измерения активности облученных нейтронно-активационных детекторов проводились на гамма-спектрометре с полупроводниковым детектором из ОЧГ. Выход нейтронов из мишени генератора определялся по показаниям монитора с нейтронно-активационным детектором из фторопласта. Средний поток 14 МэВ нейтронов из мишени составил $\sim 10^{10}$ н/с.

Приведено описание геометрии эксперимента и результатов измерений. По данным измерений определены числа реакций для каждого нейтронно-активационного детектора и коэффициенты прохождения 14 МэВ нейтронов через слои гидрида лития различной толщины. Полученные результаты могут быть использованы для валидации нейтронно-физических расчетов и уточнения библиотек нейтронных констант.

Ключевые слова: гидрид лития, генератор 14 МэВ нейтронов, нейтронно-активационные детекторы, ОЧГ детектор, коэффициенты прохождения нейтронов.

Расчёт коэффициентов чувствительностей, оценка точности расчетных предсказаний нейтронно-физических характеристик реакторов, методом Монте-Карло в комплексе ММК/РОКОКО

Г. М. Жердев, М. Н. Николаев

АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
jerdev@ippe.ru, bnab@ippe.ru

В докладе рассказывается о методике оценки константной составляющей погрешностей результатов расчёта методом Монте-Карло, реализованной в комплексе ММК/РОКОКО [1, 2]. Суть её состоит в том, что параллельно с розыгрышем нейтронных траекторий на каждом пролёте и в каждом столкновении оцениваются случайные отклонения от принятых значений тех констант, которые используются при оценке длины пролёта и вероятностей процессов, происходящих при столкновениях.

Случайные отклонения разыгрываются на основе 28-групповой ковариационной матрицы МАКОВКА [3]. Поскольку случайные возмущения достаточно малы, каждый этап разыгрываемой нейтронной траектории возможен и при использовании случайно возмущённых констант, но с несколько иной вероятностью. Для учёта влияния случайных возмущений при розыгрыше траектории вычисляется «возмущённый вес» и после того, как определено число нейтронных траекторий, заданных для одного поколения, будет разыграно, кроме потока нейтронов, рассчитанного обычным образом (с невозмущёнными весами) рассчитываются и потоки, оцененные с использованием случайно возмущённых весов.

При оценке функционалов нейтронного потока кроме обычных оценок выполняются и случайно возмущённые оценки, в которых используются возмущённые потоки и возмущённые константы, определяющие рассчитываемый функционал ($v^* \sigma_f / \sigma_a$, при расчёте коэффициента размножения, сечения соответствующих процессов при расчёте скоростей реакций и т. п.). После завершения розыгрыша всех поколений производится усреднение всех рассчитанных функционалов — как возмущённых, так и невозмущённых, оценка их статистических погрешностей. Разность между усреднённым значением возмущённого и невозмущённого функционала является мерой константной составляющей погрешности.

По данной методике кроме погрешности коэффициента размножения и его функционалов, могут быть рассчитаны константные компоненты погрешностей любых функционалов, рассчитываемые программой. Например, энерговыделения, спектральных индексов, скоростей процессов нейтронно-ядерных взаимодействий и т. д.

Методика реализована и опробована в комплексе ММК/РОКОКО, реализующем расчёты методом Монте-Карло комбинированными константами — для важнейших нуклидов с детальным описанием энергетических зависимостей сечений, для второстепенных — 299-групповым.

В докладе приводятся результаты расчётов константной составляющей погрешностей различных систем в сравнении с аналогичными расчётами существующими методами, реализованными в системе СКАЛА [4, 5], и с прямыми расчётами в комплексе ММК/РОКОКО, реализующем метод многократного возмущения констант в каждом поколении при моделировании нейтронных траекторий.

А также описываются проблемы и найденные решения при реализации указанной методики.

Второй методикой, о которой упоминается в докладе является расчёт вычисление коэффициентов чувствительности линейных функционалов нейтронного потока ядерных реакторов к константам, используемым в расчётах методом Монте-Карло.

Число нуклидов, чувствительности к которым требуется оценить определяется пользователем. Все эти нуклиды должны, очевидно, входить в состав рассчитываемого реактора.

Для вычисления коэффициентов чувствительности параллельно с розыгрышем нейтронных траекторий с использованием «стандартных» констант (групповых, подгрупповых или детальных — с методической точки зрения несущественно) рассматривается вероятность реализации каждой из этих траекторий в случае, если одна из рассматриваемых констант заданного ядра в заданной группе превышает «стандартное» значение на какую-то величину.

По соотношению величины возмущения функционала и возмущению констант определяются сами коэффициенты чувствительностей.

По данной методике кроме коэффициентов чувствительности к коэффициенту размножения, могут быть рассчитаны чувствительности к любым функционалам, рассчитываемые программой.

Методика также реализована в комплексе ММК/РОКОКО.

Список литературы

1. Жердев Г.М., Кислицына Т.С., Николаев М.Н. РОКОКО — система константного обеспечения расчёта реакторов методом Монте-Карло // Ядерная энергетика. Известия ВУЗов. — 2018. — Вып. 1. — С. 41.
2. Жердев Г.М., Кислицына Т.С., Николаев М.Н. Система комбинированных констант РОКОКО. Результаты тестирования с геометрическим модулем ММК // Ядерная энергетика. Известия ВУЗов. — 2018. — Вып. 2. — С. 47.
3. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М. Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ // Известия вузов. — 2018. — Вып. 2. — С. 109—117.
4. 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.
5. 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, on CD-ROM — sect. 315.

Содержание

Секция 1. Системный анализ развития ядерной энергетики и моделирование топливных циклов

Многофакторная оценка конкурентоспособности коммерческого энергоблока типа БН в системе энергетики России.....	3
<i>П. Н. Алексеев, В. Ю. Бландинский, А. Л. Баланин, А. В. Гроль, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, Е. В. Марова, А. М. Маслов, А. Л. Мосеев, В. А. Невиница, П. С. Теплов, М. Р. Фаракин, П. А. Фомиченко, С. Ф. Шепелев, А. В. Широков</i>	
Исследования потенциала двухкомпонентной системы ЯЭ в разных условиях её развития.....	4
<i>А. Л. Мосеев, В. М. Декусар, В. В. Коробейников, В. А. Елисеев</i>	
Концепция трансмутации минорных актинидов в жидкосолевом реакторе на основе эвтектики LiF-NaF-KF.....	4
<i>М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. А. Симоненко</i>	
Сравнение гомогенного и гетерогенного использования энергетического плутония в ВВЭР.....	5
<i>С. В. Цибульский</i>	
Сравнительный анализ эффективности трансмутации минорных актинидов в реакторах различного типа.....	6
<i>И. А. Волков, М. Н. Белоногов</i>	
Экспортный потенциал российских быстрых реакторов и технологий замкнутого ядерного топливного цикла.....	7
<i>Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, А. Н. Чебесков</i>	
О возможности выжигания америция в быстрых реакторах.....	9
<i>А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов, Л. В. Коробейникова, М. В. Крячко, В. М. Троянов</i>	

Секция 2. Физико-технологическое сопровождение эксплуатации ядерных реакторов

Развитие направления SCWR от концепции до тестового реактора.....	11
<i>А. П. Глебов, Ю. Д. Баранаев, И. В. Московченко, П. Л. Кириллов</i>	
Облучательное устройство для быстрого реактора большой мощности.....	13
<i>М. С. Камович, В. Ю. Стогов, О. С. Гурская</i>	
Расчетно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60. Часть 2.....	14
<i>А. В. Боев, А. Р. Белозерова, И. Ю. Жемков, О. В. Ишунина, Ю. В. Набойщиков, В. В. Павлов, Т. И. Чернышева</i>	
Кипящий реактор с тесной решеткой твэлов — одноконтурный водоохлаждаемый БР.....	15
<i>В. А. Пивоваров</i>	

Секция 3. Молодежная секция

Верификация мировых библиотек оцененных ядерных данных для (n,γ) -задач на основе базовых интегральных экспериментов в рамках программного комплекса RTS&T.....	16
<i>А. А. Пряничников, А. С. Симаков, И. И. Дегтярев, Ф. Н. Новоскольцев, Е. В. Алтухова, Ю. В. Алтухов, Р. Ю. Синюков, А. И. Блохин</i>	
Исследование реактивности ВВЭР в режиме с неконтролируемым извлечением группы ОР СУЗ при минимально возможном начальном потоке нейтронов.....	17
<i>А. Л. Николаев, М. А. Увакин</i>	

О требованиях и рекомендациях регулирующего органа к определению погрешности нейтронно-физического расчета	18
<i>Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова</i>	
Сравнительный анализ результатов численного моделирования и экспериментальных данных для пробегов ионов углерода в гомогенных фантомах с использованием программного комплекса RTS&T	20
<i>А. А. Пряничников, А. С. Симаков, М. А. Белихин, И. И. Дегтярев, Ф. Н. Новоскольцев, Е. В. Алтухова, Ю. В. Алтухов, Р. Ю. Синюков</i>	
Оптимизация параметров расчётной схемы при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU	21
<i>А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченко, М. А. Калугин, Д. А. Шкаровский</i>	
Реализация возможности расчета радиационного энерговыделения в программе MCU-PTR с использованием KERMA-факторов	23
<i>А. С. Бикеев, М. А. Калугин, А. Н. Кузнецов, Д. А. Шкаровский</i>	
Исследование влияния гетерогенной блокировки на подготовку макроконстант ячейки быстрого физического стенда	25
<i>Н. А. Мищуков, В. К. Азнабаев, В. В. Колесов</i>	
Использование методики приближённого расчёта сечений малозначащих нуклидов при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU	26
<i>А. С. Бикеев, М. А. Калугин, Д. А. Шкаровский, В. В. Шкитырь</i>	
Теплогидравлическая модель реакторной установки с жидкометаллическим теплоносителем	28
<i>В. А. Чудинова, С. П. Никонов</i>	
Анализ ядерной безопасности при обращении с топливом реактора МБИР	31
<i>Е. С. Фрааз, А. П. Малков</i>	
Оперативный расчет нептуниевого эффекта реактивности в реакторах на быстрых нейтронах	34
<i>Д. А. Лукьянов, П. А. Маслов</i>	
Секция 4. Анализ и исследования характеристик РУ	
Оценка возможности наработки делящихся изотопов для реакторов деления в бланкете термоядерного реактора	36
<i>А. В. Моряков, А. С. Зинченко, В. Ф. Цибульский</i>	
О минимальном запасе реактивности в быстрых ядерных реакторах	38
<i>И. В. Бурьевский, А. В. Волков, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов, Л. В. Коробейникова, И. В. Малышева, В. М. Троянов</i>	
Сравнение коэффициентов влияния для расчетов токов ионизационных камер для реактора РУ В-392М (ВВЭР-1200), рассчитанных различными способами	39
<i>Т. В. Семенова, Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова</i>	
Секция 5. Нейтронная кинетика и нестационарные процессы	
Моделирование шумовых экспериментов для верификации параметров кинетики, полученных по программе САПФИР_РФ	41
<i>В. Г. Артемов, Р. Э. Зинатуллин, А. С. Карпов</i>	
Оценка влияния изменения плотности теплоносителя на точность расчета потвального энерговыделения ВВЭР	42
<i>В. Г. Артемов, А. Н. Кузнецов, К. Ю. Куракин, А. В. Тихомиров</i>	

Об оценке погрешности расчета мощности методом анализа неопределенности и чувствительности при верификации сопряженных нейтронно-теплогидравлических кодов	43
<i>В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, П. А. Михеев</i>	
Расчет параметров стохастической кинетики нейтронов в ядерном реакторе нулевой мощности.....	44
<i>Е. А. Земсков, К. Г. Мельников, И. В. Тормышев</i>	
Парциальные уравнения переноса нейтронов	44
<i>Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова</i>	
Использование парциальных уравнений для анализа кинетики реакторов на быстрых нейтронах	45
<i>Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова, А. А. Белов</i>	
К экспериментальной оценке решений парциальных уравнений переноса в реакторах на быстрых нейтронах	46
<i>Е. Ф. Селезнев, В. П. Березнев, И. С. Чернова</i>	
Решение сопряженной нестационарной системы уравнений диффузионного многогруппового приближения и переходная вероятность марковского процесса.....	47
<i>А. И. Попыкин</i>	
Секция 6. Численные методы, алгоритмы и программы нейтронно-физических расчетов	
Отдельные результаты верификации кодов ORIGEN-2 и SOURCES-4C.....	49
<i>С. Л. Осипов, А. В. Салеев, С. Г. Усынина</i>	
О сеточных методах решения уравнения переноса.....	50
<i>Л. П. Басс, В. Д. Давиденко, О. В. Николаева</i>	
О декомпозиции неструктурированной сетки при решении уравнения переноса нейтронов на параллельных компьютерах	50
<i>О. В. Николаева, С. А. Гайфулин, Л. П. Басс</i>	
Детальное моделирование эксперимента Iron88 на установке ASPIS на неструктурированных тетраэдрических сетках по программе РадугаТ.....	51
<i>О. В. Николаева, С. А. Гайфулин, Л. П. Басс</i>	
Матрица деления в программе TDMCC для расчета слабосвязанных систем.....	51
<i>Т. В. Семенова, Е. Ф. Митенкова, Е. В. Соловьева</i>	
Бенчмаркинг для современных нейтронно-физических кодов	55
<i>Е. Ф. Митенкова, Н. В. Новиков, Е. В. Соловьева</i>	
Использование методики пропорционально-температурных концентраций для расчетов реакторных установок на быстрых нейтронах.....	57
<i>В. Н. Кощеев, А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов, А. А. Якунин</i>	
Проведение анализов безопасности РУ ВВЭР в реактивных авариях с учетом регулирования частоты энергосети.....	58
<i>М. А. Увакин, И. В. Махин, Е. В. Сотсков</i>	
Новый вариант программы SUHAM-3D для решения трехмерного стационарного уравнения переноса нейтронов для реакторов с квадратной решеткой и его верификация	59
<i>В. Ф. Бояринов</i>	
Обзор спецификации международного нестационарного нейтронно-физического бенчмарка ОЭСР C5G7-TD	60
<i>В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко</i>	
Параметры нейтронной кинетики, рассчитываемые в программе SUHAM	62
<i>В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко</i>	

Расчеты двумерных тестов пространственной кинетики бенчмарка OECD C5G7-TD с положительной введенной реактивностью по программе SUHAM-TD	63
<i>В. Ф. Бояринов</i>	
Программа SUHAM-3D-TD, описание и первые результаты расчетов	64
<i>В. Ф. Бояринов</i>	
Транспортный вариант нестационарного диффузионного теста BSS-6	65
<i>В. Д. Давиденко, А. В. Моряков, В. Ф. Бояринов</i>	
BNCODE — усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН	67
<i>А. А. Перегудов, М. В. Крячко, В. Н. Коцеев, П. А. Маслов, И. В. Тормышев, М. Ю. Семенов, О. С. Гурская, А. А. Иванов, П. А. Ерпалов</i>	

Секция 7. Константы для нейтронно-физических расчетов

Сопоставление методик оценки константной погрешности нейтронно-физических расчетов с учетом данных интегральных экспериментов	69
<i>В. А. Адарченко, А. А. Калинин, О. Н. Андрианова, Г. Н. Мантуров</i>	
Измерения прохождения нейтронов с энергией 14 МэВ через слои гидридов лития методом нейтронно-активационного анализа	71
<i>С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, И. И. Костенко, В. И. Литвин, А. В. Лукин, А. Р. Мосеева, В. В. Намаконов, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов</i>	
Расчёт коэффициентов чувствительностей, оценка точности расчетных предсказаний нейтронно-физических характеристик реакторов, методом Монте-Карло в комплексе ММК/РОКОКО	72
<i>Г. М. Жердев, М. Н. Николаев</i>	

Подписано к печати 13.11.2018

Усл. п. л. 4,5. Уч.-изд. л. 4,5. Тираж 150 экз. Заказ № 357.

Отпечатано в ОНТИ ГНЦ РФ ФЭИ.

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

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