На правах рукописи

Богданович Ринат Бекирович

МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

05.14.03 – «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

13 ФЕВ 2019

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени

кандидата технических наук

008700872

Автор:

Москва 2019

Работа выполнена в федеральном государственном автономном образовательном учреждении высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Научный руководитель: Тихомиров Георгий Валентинович, д.ф.-м.н., доцент, заместитель директора института ядерной физики и технологий, НИЯУ МИФИ

Официальные оппоненты: Ельшин Александр Всеволодович, д.т.н, нач. отдела, Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова», г. Сосновый Бор

Шкаровский Денис Александрович, к.ф.-м.н., нач. отдела, Федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Москва

Ведущая организация: Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (НТЦ «ЯРБ»), г. Москва

Защита диссертации состоится «13» марта 2019 г. в 14 час. 30 мин. на заседании диссертационного совета Д 212.130.04 при НИЯУ МИФИ по адресу: 115409, Москва, Каширское шоссе, 31, тел 8(499) 323-91-67.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ МИФИ.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в двух экземплярах, заверенных печатью организации, по адресу НИЯУ МИФИ.

Автореферат разослан «4» 02 2019 г.

Ученый секретарь диссертационного совета
д. ф.-м. н., профессор И.И. Чернов

Актуальность работы. Устойчивый рост вычислительных мощностей приводит к новым достижениям в прецизионном моделировании ядерных реакторов. В области нейтронно-физических расчетов по программам, использующим метод Монте-Карло, это способствует развитию методов по расчету кинетики и динамики ядерных реакторов, а также глубины выгорания ядерного топлива. В теплогидравлических расчетах начинают широко использоваться CFD программы. Наблюдается постепенный сдвиг в комплексном моделировании ядерных реакторов в область расчетов с использованием прецизионных расчетных программ из разных областей физики.

Использование программ, основанных на методе Монте-Карло, для получения пространственно-энергетического распределения нейтронов, современных ядерных данных и методик расчета функционалов с малым количеством несущественных упрощений позволит снизить неопределенность в результатах расчетов характеристик ядерных реакторов. Например, при обосновании безопасности ядерных реакторов важно точно рассчитывать максимальную температуру топлива и оболочки твэлов, запас до кризиса теплообмена. Данные функционалы зависят от распределения тепловыделения по активной зоне, которое как правило получают в рамках нейтронно-физического или связанного нейтронно-физического / теплогидравлического расчета. При расчете изменения изотопного состава топлива используется нормированный на заданную мощность реактора нейтронный поток (входит в уравнения изотопной кинетики). Для получения нормировочной константы необходимо предварительно рассчитать полную энергию на одно деление.

Многие прецизионные и инженерные программы используют методики расчета энерговыделения, в которых не учитываются некоторые составляющие и поправки в полную энергию деления, а также перенос энергии по активной зоне вследствие транспорта нейтронов и гамма-квантов (например, программы SERPENT, MCU-PTR, Радуга, ТВС-М). Существуют программы, в которых реализована возможность расчета переноса энергии излучением (MCNP 5, MCU 6), но даже с использованием суперкомпьютеров расчетное время очень большое. По этой причине, необходима методика, в которой учитываются все составляющие и поправки в полную энергию деления, а также перенос энергии по активной зоне нейтронным и гамма-излучением. Реализация методики не должна приводить к значительному увеличению расчетного времени.

Использование прецизионной методики позволит:

- Уточнить значения, которые используются инженерными и прецизионными программами по расчету ядерных реакторов для нормировки нейтронного потока, что приведет к повышению точности расчетов изотопного состава ОЯТ и нейтронно-физических функционалов в зависимости от глубины выгорания ядерного топлива.

- Повысить точность прецизионных стационарных связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов, а, следовательно, и точность расчетов максимальной температуры топлива и оболочки твэлов, запаса до кризиса теплообмена, максимальной линейной мощности.

Помимо расчетов характеристик ядерных реакторов, существует необходимость обеспечения физической безопасности нераспространения делящихся материалов. Одним из перспективных способов мониторинга рабочих характеристик ядерного реактора (например, глубины выгорания ядерного топлива и уровня мощности), а также наработки и извлечения плутония, является нейтринный контроль. Измеряя спектральную плотность потока реакторных антинейтрино и ее изменение во времени можно восстановить изотопный состав делящихся материалов. Для этого необходимо знать историю изменения мощности реактора и полной энергии на одно деление.

Величина полной энергии деления используется также для расчета потока антинейтрино при проверке теории электро-слабых взаимодействий. Эксперименты по регистрации реакторных антинейтрино выявили несоответствие измеряемого и предсказываемого потока частиц (антинейтринная реакторная аномалия). Уточнение полной энергии деления позволит повысить достоверность предсказываемого потока реакторных антинейтрино, что крайне важно, учитывая значительный прогресс в развитии методов регистрации антинейтрино с использованием механизмов когерентного рассеяния, что позволяет существенно уменьшить размеры детектора.

Таким образом, точный расчет энерговыделения и его распределения в ядерном реакторе важен при проектировании и эксплуатационной поддержке ядерных реакторов, а также при нейтринной диагностике ядерных реакторов и проведении фундаментальных научных исследований по физике нейтрино.

Цель и задачи работы. Целью диссертационной работы явилась разработка и верификация методики прецизионного расчета вклада различных физических процессов в энерговыделение в ядерном реакторе.

Для реализации поставленной цели были решены следующие задачи:

1. Проанализированы существующие подходы к расчету энерговыделения и тепловыделения в ядерных реакторах, даны рекомендации по их использованию и улучшению.

2. Разработана методика прецизионного расчета вклада различных физических процессов в энерговыделение в ядерном реакторе, предполагающая использование современных баз ядерных данных, вычислительных аппаратных и программных средств.

3. Разработаны методики и программы для проведения комплексных расчетов и обработки результатов расчетов по программе MCU, связке программ

MCU/ATHLET, а также обработки результатов расчетов, полученных по программам MCNP, FlowVision.

4. Проведена верификация результатов расчетов по разработанным методикам с использованием данных измерений с АЭС Ростов (блок №2), вычислительных бенчмарков (BN-600 Hybrid core, Weapons-Grade MOX VVER-1000 Neutronics Benchmark), результатов расчетов по другим методикам и программам (из открытых источников).

5. Методика реализована на примере расчетов энерговыделения и тепловыделения в реакторах ВВЭР-1000 и БН-600 по программе MCU и связке программ MCU/ATHLET. Проведена кросс-верификация полученных результатов с использованием программ MCNP и SERPENT, а также связок программ SERPENT/ATHLET и MCU/FlowVision.

6. Получены значения составляющих энерговыделения для реакторов ВВЭР-1000 и БН-600 в зависимости от состава и глубины выгорания ядерного топлива.

Новизна работы.

1. Впервые разработана методика прецизионного расчета энерговыделения, детально учитывающая составляющие и поправки на полную энергию деления, в том числе поправку на запаздывающее энерговыделение, а также непрерывную зависимость энергии деления от энергии делящего нейтрона.

2. Разработаны вспомогательные программы (на языке PERL) для расчета нейтронно-физических функционалов по прецизионной программе MCU в зависимости от глубины выгорания ядерного топлива с поддержанием критического состояния модели реактора и нормировкой нейтронного потока, учитывающей результаты прецизионного расчета полной энергии деления.

3. Разработан набор тестовых задач для расчетов энерговыделения и тепловыделения в реакторах ВВЭР-1000, БН-600, в том числе для стационарных связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов ВВЭР-1000.

4. Впервые сформулированы рекомендации по проведению связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов ВВЭР-1000 с использованием программ, реализующих метод Монте-Карло, включающие способы подавления численных колебаний мощности, выявления и снижения систематических ошибок метода Монте-Карло.

5. Впервые объединены программы MCU и ATHLET для проведения стационарных связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов ВВЭР-1000.

Основные положения, выносимые на защиту.

1. Методика прецизионного расчета энерговыделения, впервые включающая: поправку на запаздывающее энерговыделение, при расчете которой моделируется изменение изотопного состава ядерного топлива в процессе работы реактора с учетом превращений изотопов, происходящих за счет реакций деления, захвата нейтронов (реакции (n,γ), (n,α), (n,p) и др.) и радиоактивного распада; поправку на кинетическую энергию нейтронов деления (с учётом их утечки за пределы АЗ); учет непрерывной зависимости энергии деления от энергии делящего нейтрона.

2. Результаты расчетов энерговыделения и других нейтронно-физических функционалов в зависимости от состава, обогащения и глубины выгорания ядерного топлива, полученные с использованием полной энергии деления, дифференцированной по компонентам в соответствии с разработанной методикой.

3. Набор тестовых задач для расчета энерговыделения в реакторах ВВЭР-1000 и БН-600, а также для связанного нейтронно-физического / теплогидравлического моделирования ВВЭР-1000.

4. Разработанные рекомендации по проведению связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов ВВЭР-1000 с использованием программ метода Монте-Карло, включающие способы подавления численных колебаний мощности, выявления и снижения систематической ошибки метода Монте-Карло.

5. Результаты связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов ВВЭР-1000 по программам MCU/ATHLET.

Достоверность научных положений, выводов и практических результатов, полученных в диссертационной работе, подтверждена.

- Проведением расчетов по прецизионным программным средствам, аттестованным для расчетов ядерных реакторов на территории РФ.
- Сравнением результатов расчетов с данными из открытых источников и измерениями на АЭС Ростов (блок №2).
- Кросс-верификацией результатов с использованием программ MCNP и SERPENT, а также связок нейтронно-физических / теплогидравлических программ SERPENT/ATHLET и MCU/FlowVision.

Практическая значимость работы.

- Методика прецизионного расчета энерговыделения может быть реализована в современных программах по расчету ядерных реакторов с целью повышения точности рассчитываемых функционалов (нейтронного потока, глубины выгорания ядерного топлива, распределения тепловыделения и других).

- Тестовые задачи для расчета энерговыделения в реакторах ВВЭР-1000, БН-600 и для связанного нейтронно-физического / теплогидравлического моделирования ВВЭР-1000 используются для кросс-верификации результатов расчетов, получаемых по другим программам и связкам программ, а также в учебном процессе на кафедре теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов НИЯУ МИФИ, кафедре ядерной физики БГУ.
- Полученные результаты являются основанием для более детального анализа возможности снижения инженерных коэффициентов запаса, используемых при расчете допустимой мощности твэл и ТВС, а предложенная методика позволяет провести данный анализ.
- Вспомогательные программы для связанного нейтронно-физического / теплогидравлического моделирования, расчета выгорания ядерного топлива с переводом модели в критическое состояние и обработки результатов расчетов используются в НИЯУ МИФИ при моделировании различных типов ядерных реакторов по кодам MCNP, MCU, MCU/ATHLET, FlowVision.
- Рекомендации по проведению связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетов могут быть использованы для получения связанного решения и снижения систематической ошибки метода Монте-Карло в прецизионном комплексном моделировании ядерных реакторов.

Апробация работы. Результаты диссертационной работы были представлены на следующих конференциях, семинарах и школах: 19-я и 20-я Международная научно-практическая конференция «Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов (ВОЛГА)», Тульская обл., сентябрь, 2016, 2018 гг.; Научные семинары на базе кафедры Теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов №5, НИЯУ МИФИ, Москва, 2014–2018 гг.; XI и XII Всероссийская молодежная научно-инновационная школа «Математика и математическое моделирование», СарФТИ НИЯУ МИФИ, Саров, 2017, 2018 гг.; 7th International Conference Coupled Problems 2017, Rhodes Island, Greece, June 12–14, 2017; Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2017, XIII Международная научно-практическая конференция, Обнинск, 27-30 ноября 2017 г.; Нейтронно-физические и теплофизические проблемы ядерной энергетики (Нейтроника), Обнинск, 2015–2017 гг.; Научно-технический семинар «Проблемы верификации и применения CFD кодов в атомной энергетике», АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, 13–14 сентября, 2016 г.; 13th International Conference on Radiation Shielding (ICRS-13) & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection & Shielding Division of the American Nuclear Society (RPSD-2016), Paris, France, October 3–6, 2016; GLOBAL 2015, Paris, France, September

20–24, 2015; IV Международная молодежная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий», НИЯУ МИФИ, 17–22 марта 2015; 17-я и 18-я Научная сессия НИЯУ МИФИ, Москва, 2014, 2015 гг.; PHYSOR 2014 International Conference "The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future", Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014; Nucleus-2014, Minsk, Belarus, July 1–4, 2014.

Личный вклад автора. Все представленные в диссертации методики, программы и результаты расчетов по программам MCNP, MCU, MCU/ATHLET получены лично автором или с его определяющим участием. Результаты расчетов по программам SERPENT, SERPENT/ATHLET и MCU/FlowVision получены совместно с соавторами по приведенным публикациям.

Публикации автора по теме диссертации. По материалам диссертации автором опубликовано 16 работ, 2 из которых – в периодических изданиях, входящих в перечень, рекомендованный ВАК РФ, 4 – в журналах, входящих в международные базы цитирования Web of Science и Scopus.

Структура и объем диссертации.

Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка сокращений, списка определений, приложений. Работа изложена на 194 страницах, содержит 36 рисунков, 28 таблиц и список цитируемой литературы из 152 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** обращено внимание на преимущества ядерной энергетики и ее дальнейшее развитие. Дано описание глобальных проектов по инновациям в области ядерных-энергетических установок. Выделена проблема, связанная с использованием упрощенных методик расчета энерго- и тепловыделения. Показано к чему может привести улучшение данных методик. Представлено обоснование актуальности темы диссертационной работы, сформулированы цель работы, решенные задачи, новизна работы, положения, выносимые на защиту, достоверность полученных результатов, практическая значимость.

В **главе 1** рассмотрены существующие подходы к расчету энерго- и тепловыделения в ядерных реакторах. В частности, описаны особенности расчета энерго- и тепловыделения в рамках нейтронно-физического и связанного нейтронно-физического / теплогидравлического расчета, особенности развития методологического принципа определения энергии, выделяющейся при делении. Приводится сравнительный анализ методик расчета энерго- и тепловыделения, реализованных в современных расчетных

программах. Сформулированы рекомендации по использованию и улучшению описанных методик.

Для расчета нейтронного потока и скоростей ядерных реакций с помощью нейтронно-физических программ, необходимо перевести нормированные значения функционалов в реальные. Для этого проводят перенормировку функционалов на мощность реактора (P) с использованием масштабного фактора (S):

$$S = \frac{P \cdot \overline{\nu}_f}{K_{эф} \cdot \overline{E}_{полное}}, \quad (1)$$

где $\overline{\nu}_f$ и $\overline{E}_{полное}$– среднее число нейтронов, образующихся в одной реакции деления, и полная энергия деления, усредненные по всем делящимся изотопам.

Очевидно, что точный расчет нейтронного потока и других функционалов, получаемых для различного выгорания ядерного топлива, невозможен без точного расчета энергии, выделяющейся при делении.

Расчеты характеристик ядерно-энергетических установок и исследовательских ядерных реакторов в аварийных ситуациях проводятся в рамках связанного нейтронно-физического / теплогидравлического моделирования. Для расчета температурных полей необходимо знать пространственное распределение тепловыделения по активной зоне. Которое можно получать с различной точностью в зависимости от методики расчета полной энергии деления, а также учета переноса энергии нейтронным и гамма-излучением.

Согласно одной из первых теоретических оценок, проведенной с использованием дефектов масс продуктов деления, энергия, выделяющаяся при делении урана, приблизительно равна 200 МэВ (О. Фриш, 1939 год). В конце 60-х годов выходит публикация М.Ф. Джеймса, который систематизировал имеющуюся экспериментальную информацию (начиная с 1952 года) по энергии деления ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu, ^{241}Pu и провел сравнение с теоретическими оценками. В работе вводится понятие полной энергии деления ($\overline{E}_{полное}$), то есть полной энергии, поглощенной в реакторе, с учетом энергии выделяющейся в нейтронно-захватных реакциях ($E_{захв.}$), потери энергии антинейтрино ($E_{\tilde{\nu}}$), не выделившейся запаздывающей энергии ($\Delta E_{\beta\gamma}$), а также кинетической энергии нейтронов деления (ΔE_n), поглощенных по каналу (n,f):

$$\overline{E}_{полное} = E_f - E_{\tilde{\nu}} - \Delta E_n - \Delta E_{\beta\gamma} + E_{захв.}. \quad (2)$$

Появление новых экспериментальных данных позволяет улучшить точность расчета полной энергии деления и ее составляющих. Пик публикаций научных работ по данной теме приходится на 80-е годы. В 1981 году вышла работа Р. Шера и К. Бэка, в которой приведены результаты оценки энергии деления и ее составляющих для 16 делящихся изотопов. Эта работа используется в файлах оцененных ядерных данных ENDF вплоть до сегодняшнего дня.

В 2006 году Д. Г. Мэдлэнд пересмотрел зависимость мгновенной энергии деления от энергии делящего нейтрона с использованием полиномов второй степени, аппроксимирующих экспериментальные данные. Результаты вошли в файлы ENDF, начиная с ENDF/B-VII.0.

В 2016 году в программе MCU 6 была реализована методика прямого расчета тепловыделения (таблица 1), в которой не учитывается зависимость мощности запаздывающего излучения от времени работы реактора, зависимость энергии деления от энергии делящего нейтрона.

На основании рассмотренных источников литературы была составлена таблица 2, в которой приведены энергии деления для разных типов ядерных реакторов.

Таблица 1 – Тепловыделение в материалах ВВЭР

Материал	Нейтронные реакции	Фотонные реакции
Топливо	87,7 %	8,5 %
Оболочка	0,0 %	1,2 %
Вода	1,9 %	0,7 %

Таблица 2 – Энергия деления в реакторах разного типа (МэВ/деление)

Реактор	Год	$\bar{E}_{полное}$	$E_{захв.}$	комментарий
БР	1980	210,1	11,45	топливо из (^{239}Pu + ^{238}U)
ВВЭР	1984	200,2	7,0	начало кампании
БН-1200	1986	213	13	сер. равновесного цикла
ВВЭР-440	1986	203,6	8,9	начало третьей кампании
		205,8	9,5	конец третьей кампании
ВВЭР-1000	2004	205,3 (0,6)	9,5	150 суток

Многие программы по расчету реакторов используют методики расчета энерговыделения, в которых не учитываются некоторые составляющие и поправки в полную энергию деления (MCNP 5, MC21, SERPENT 2, MCU-PTR, ORIGEN 2, WIMS, РАДУГА, ЕВКЛИД, JAR FR, ТВС-М), некоторые из них позволяют рассчитывать перенос энергии по активной зоне вследствие транспорта нейтронов и гамма-квантов (MCNP 5, MC21).

На основании изложенного в **первой главе**, можно заключить, что:

- Оценка энергии антинейтрино, захватной составляющей, потери кинетической энергии нейтронов, поправки в запаздывающую энергию определяют точность расчета полной энергии деления.

- Для точного расчета величины захватной составляющей необходимо детально учитывать состав реактора, спектр нейтронов и утечку нейтронов и гамма-квантов.
- Полученные ранее поправки на запаздывающее энерговыделение не учитывают выгорание продуктов деления в реакторе.

В рассмотренных работах:

- Поправка на запаздывающую энергию получена без учета преобразования продуктов деления в реакторе, связанного с захватом нейтронов.
- При расчете полной энергии деления не учитывается влияние утечки нейтронов и гамма-квантов из реактора, а также зависимость от энергии налетающего нейтрона.
- В большинстве прецизионных связанных расчетов не учитывается перенос энергии нейтронным и гамма-излучением.

Таким образом, задача разработки, лишенной вышеизложенных недостатков методики расчета энерговыделения и пространственного распределения тепловыделения по компонентам активной зоны для улучшения точности комплексных расчетов характеристик ядерных реакторов, является практически значимой, актуальной и характеризуется безусловной научной новизной.

Во **второй главе** описаны разработанные методики: расчета энерговыделения и оценки тепловыделения; расчета выгорания ядерного топлива с переводом модели реактора в критическое состояние и учетом значений полной энергии деления, получаемых по разработанной методике; связанного нейтронно-физического / теплогидравлического расчета с использованием программ на основе метода Монте-Карло.

Расчет распределения энерговыделения в стационарном состоянии ядерного реактора проводится в четыре этапа:

1. Подготовка модели реактора
2. Расчет скоростей ядерных реакций деления и захватов нейтронов
3. Расчет полной энергии деления
4. Расчет распределения энерговыделения

На этапе 1 следует обратить внимание на детальность задания геометрии модели реактора и материальных составов, перевод модели в критическое состояние и минимизацию систематических ошибок Монте-Карло метода.

На этапе 2 необходимо провести расчет интегральных по объему групповых скоростей реакций деления (R_f^{ij}), захвата (R_{nc}^{i}) и генерации нейтронов ($R_{ген.}$).

На этапе 3 рассчитывается средняя полная энергия, высвобождающаяся в результате одной реакции деления, происходящей в ядерном реакторе ($\overline{E}_{полное}$):

$$\overline{E}_{полное} = \frac{\sum_i \sum_j \sum_k E^{ij}_{полное} \cdot R^{ijk}_f}{R_f}, \quad (3)$$

$$E^{ij}_{полное} = E^{ij}_f - E^{ij}_{\upsilon} - \Delta E^i_n - \Delta E^i_{\beta\gamma} + E^i_{захв.}, \quad (4)$$

$$R_f = \sum_i \sum_j \sum_k R^{ijk}_f, \quad (5)$$

$$\Delta E_n = \sum_i \sum_j \bar{\nu}_f \cdot R^{ij}_f \cdot E_j, \quad (6)$$

$$E_{захв.} = \sum_i \bar{\nu}_f \cdot R^i_{nc} \cdot Q^i_c, \quad (7)$$

где $E^{ij}_{полное}$ – полная энергия деления i-го изотопа в j-ом интервале энергий, R^i_{nc} – интегральная по объему скорость реакции захвата на i-ом изотопе рассчитанная по Монте-Карло программе, Q^i_c – энергетический выход реакции захвата с учетом последующих реакций распада образовавшихся изотопов, E^{ij}_f и E^{ij}_{υ} определяются как $E^i_f(E_j)$ и $E^i_{\upsilon}(E_j)$ в середине энергетического интервала – $E_j = E^{мин.}_j + \frac{E^{мин.}_j + E^{макс.}_j}{2}$, $j = \overline{1, J}$. В случае если известна непрерывная зависимость скорости реакции деления от энергии ($R^i_f(E)$), то $E^i_{полное}(E)$ усредняется с учетом данной зависимости. Значения интегральных по объему скоростей реакции деления (индекс k) внутри энергетических интервалов (R^{ijk}_f) рассчитываются нейтронно-физической программой. Величина $\Delta E_{\beta\gamma}$ рассчитывается как:

$$\Delta E_{\beta\gamma} = \overline{E}_{\beta\gamma} - \frac{Pd_sum}{Pfc_sum} \cdot \overline{E}'_{полное}, \quad (8)$$

где $\overline{E}_{\beta\gamma}$ – полная энергия запаздывающего бета- и гамма-излучения (из ФОЯД откуда берутся табличные значения энергии деления), $\overline{E}'_{полное}$ – средняя полная энергия деления без учета поправки $\Delta E_{\beta\gamma}$. Ошибка вносимая использованием $\overline{E}'_{полное}$ вместо $\overline{E}_{полное}$ не большая, так как доля запаздывающего энерговыделения на уровне ~6,5% (для ВВЭР-1000), а $\Delta E_{\beta\gamma}$ не превышает 1 МэВ, то максимальная ошибка вносимая упрощением ~0,07 МэВ (на уровне ошибки в табличном значении запаздывающего бета- и гамма-излучения). Величины Pd_sum и Pfc_sum рассчитывается по прецизионной программе, с использованием цепочек распадов продуктов деления (в MCU используется более 1000 нуклидов). Составляющие энергии деления предлагается брать из ENDF/B-VII.I, выходы энергии в реакциях захвата (Q_c) – AME 2016.

На этапе 4 рассчитывается распределение энерговыделения, для этого используется формула:

$$P_k = \frac{P \cdot \sum_i \sum_j E^{ij}_{полное} R^{ijk}_f}{E_{полное} \cdot R_f}, \quad (9)$$

где P_k – мощность в k-ой геометрической ячейке, P – мощность всей системы.

Для оценки переноса энергии нейтронным и гамма-излучением, используется методика, основанная на работах Фокса Р. (1960) и Поварова В.П. и др. (1983), для реализации которой групповые потоки получаются по прецизионной программе.

Методика расчета глубины выгорания топлива и сопутствующих функционалов с переводом модели в критическое состояние подразумевает разработку программы для запуска расчета по программе MCU и корректировки модели реактора (программа FisEnCorr.pl). Расчет останавливается через каждый временной шаг, концентрации топлива и продуктов деления передаются в файл с расширением .PDC, рассчитывается полная энергия деления, вносится корректировка в библиотеку MCU с табличными значениями полной энергии деления, проводится корректировка коэффициента размножения модели (программа BorCorr.pl), далее расчет продолжается.

Для нейтрализации колебаний и снижения методической ошибки расчета предлагается использовать следующую методику связанного нейтронно-физического / теплогидравлического расчета:

1. Расчет коэффициента теплопередачи газового зазора (оказывает сильное влияние на температуру топлива).
2. Устранение систематической ошибки метода Монте-Карло (подбор настроек статистики).
3. Выбор метода для ускорения связанного расчета. Показано, что стохастический метод обладает быстрой и устойчивой сходимостью.
4. Исследование влияния дискретизации расчетной сетки на результаты расчета (аксиальные и радиальные слои).

Третья глава посвящена верификации методики расчета энерго- и тепловыделения. Для этого сначала проводится верификация программы MCU-PTR для расчета реакторных функционалов с использованием международных расчетных бенчмарков.

Бенчмарк «Weapons-Grade MOX VVER-1000 Neutronics Benchmark» предназначен для верификации ячеечных расчетов реактора ВВЭР-1000 с урановым и MOX-топливом (набор из 40 задач с различным составом и температурами). Результаты, полученные по программе MCU-PTR в коэффициенте размножения нейтронов, хорошо согласуются с результатами бенчмарка. Максимальное отклонение при расчете стационарных состояний – 0,5%. Различие в результатах расчета коэффициента размножения нейтронов в процессе работы реактора по кодам MCU-PTR и SAS2H (бенчмарк) незначительное в середине кампании и не превышает 2% на конец кампании (связано с учетом разного кол-ва продуктов деления, а также разными методиками расчета полной энергии деления).

Рассчитывалась HEX-Z модель из бенчмарка «BN-600 Hybrid Core Benchmark (IAEA)», активная зона собрана из ТВС, в которых 8 аксиальных слоев. Отклонение в

расчете энерговыделения в активной зоне не превышает 3,2% (модель локального энерговыделения), отклонение в эффективном коэффициенте размножения – 0,9%. Отклонение возникает из-за различия в методах решения уравнения переноса (бенчмарк рассчитан по детерминистическим программам) и использования разных библиотек ядерных данных.

Для верификации разработанной методики расчета энерговыделения проведено сравнение значений полной энергии деления, полученных для реакторов ВВЭР-1000 и БН-600 с данными из литературы (рисунок 1, таблица 3). Отклонение от расчета по MCU-PTR в начале микрокампании (1.1%) обусловлено учетом выхода ПД на равновесие, в конце микрокампании (0.7 %) – учетом роста захватной составляющей.

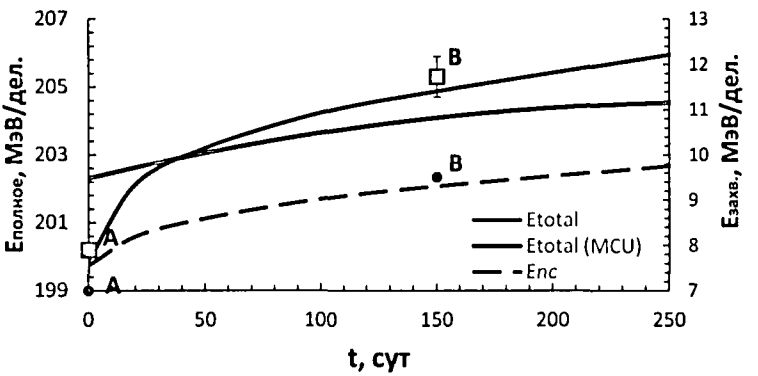

Рисунок 1 – Зависимость полной энергии деления и ее захватной составляющей от изменения изотопного состава в реакторе (ячейка ВВЭР-1000).

Проводится сравнение результатов с работами А и В (таблица 3). В работе А не описан способ получения величины $E_{захв.}$, поэтому невозможно точно утверждать в чем причина расхождений. Однако, хорошее согласие с результатами работы В может свидетельствовать о расхождениях, связанных с неопределенностью в ядерных данных, так как в работе В используются более новые библиотеки.

Полная энергия деления и захватная составляющая была рассчитана для реактора БН-600 с МОХ топливом ($^{239}Pu+^{238}U$). Разногласие с результатами работы С объясняется тем, что в работе по-другому учитывается поправка в кинетическую энергию нейтронов и не учитывается утечка нейтронов из реактора, а захват нейтронов на ^{238}U и ^{239}Pu завышен, т.к. не учтены захваты на ^{10}B и изотопах, входящих в конструкционные материалы.

Таблица 3 – Отклонение результатов расчета по методике от значений из открытых источников (МэВ/деление)

Источник	$E_{захв.}$	$\overline{E}_{полное}$	$dE_{захв.}$	$d\overline{E}_{полное}$
ВВЭР-1000				
A	7,0	200,2	8,0%	0,1%
B	9,5	205,3	2,1%	0,2%
БН				
C	11,45	210,1	23,3%	1,7%

Верификация методики расчета тепловыделения проводилась с использованием результатов измерений мощности с помощью детекторов прямого заряда (ДПЗ) на АЭС Ростов (блок №2).

Сравнение результатов расчетов аксиальной мощности приведено на рисунке 2. Максимальное отклонение по мощности составляет 3,8%, отклонение в выходной температуре теплоносителя составляет 0,3 К. Отклонение связано с неполноценностью модели (нет поглощающих стержней, не учтены перетекание теплоносителя из соседних ТВС).

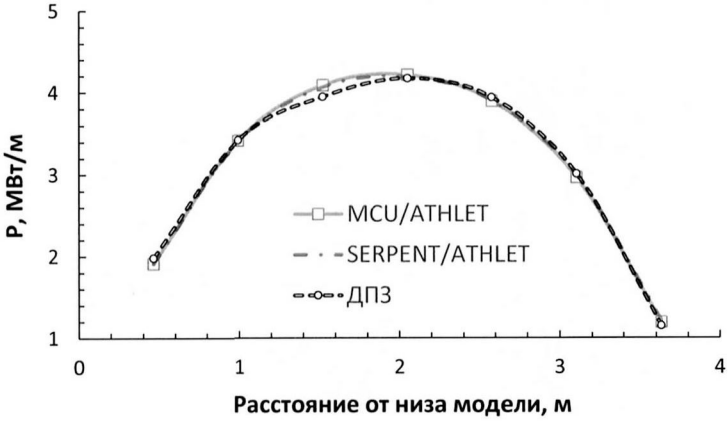

Рисунок 2 – Результаты расчета аксиального распределения линейной мощности.

Таким образом, можно заключить, что программа MCU-PTR подходит для прецизионных расчетов энерговыделения в ядерных реакторах, а результаты, получаемые по разработанной методике расчета энерго- и тепловыделения, согласуются с результатами, полученными по другим методикам и измерениями с АЭС Ростов (блок №2).

В **четвертой главе** представлены результаты расчетов энерговыделения в ядерных энергетических установках с помощью разработанных методик. Проводится расчет различных моделей реакторов ВВЭР-1000 и БН-600 с использованием программ MCNP 4, MCU-PTR, SERPENT 2, MCU-PTR / ATHLET, SERPENT 2 / ATHLET, FlowVision.

Результаты расчетов моделей ячеек реактора ВВЭР-1000 по программам MCNP, MCU и SERPENT хорошо согласуются друг с другом (максимальное различие в коэффициенте размножения – 0,5%, в захватной составляющей энергии деления – 1,6%). Различие возникает из-за различия в используемых библиотеках оцененных ядерных данных.

По результатам расчетов ТВС реактора ВВЭР-1000 (рисунок 3) можно сделать вывод, что вклад захватной составляющей в энерговыделение зависит от типа топливной сборки и изменяется с 3,35% до 3,79% для серийных ТВС реактора ВВЭР-1000 со свежим топливом. Существует тенденция к снижению энергии захвата с увеличением концентрации борной кислоты. Это происходит потому, что выделение энергии в (n, α) реакции на ^{10}B значительно ниже, чем на других изотопах. По результатам моделирования ТВС 13ZS и 30ZSV, энерговыделение увеличивается на 0,9 МэВ / деление (или 0,5%) для топлива с гадолинием (выделение энергии в (n,γ) реакции на гадолинии в три раза выше, чем в (n, α) реакции на боре).

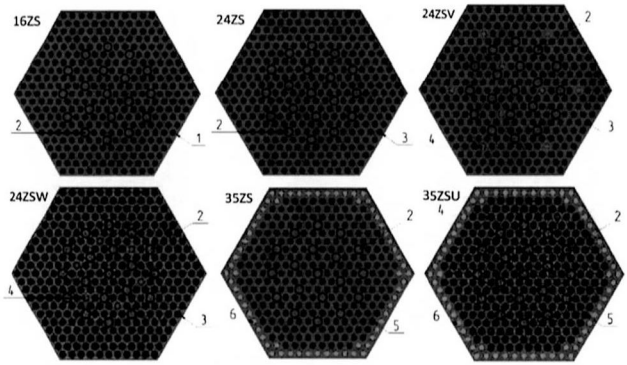

Рисунок 3 – Модели серийных ТВС ВВЭР-1000. (1 – твэл (1,6% ^{235}U), 2 – направляющий канал, 3 – твэл (2,4% ^{235}U), 4 – твэл с гадолинием (2,4% ^{235}U, 8% Gd), 5 – fuel rod (3,6% ^{235}U) , 6 – твэл (3,3% ^{235}U)

В случае активной зоны, собранной из всех моделируемых серийных топливных сборок, средняя величина захватной составляющей составляет 7 МэВ (3,5% от эффек-

тивного энерговыделения). Полная энергия деления без захватной составляющей составляет 192,25 МэВ / деление. Зависимость энергии захвата от обогащения топлива является нелинейной (рисунок 4).

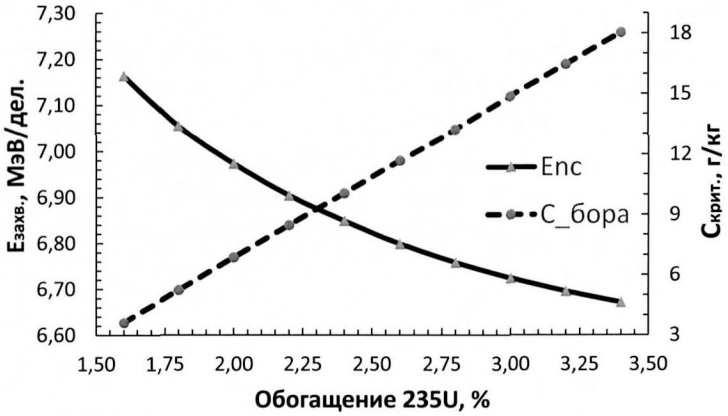

Рисунок 4 – Зависимость захватной составляющей и критической концентрации борной кислоты от обогащения топлива (не выгоревшее топливо).

Как видно на рисунке 1, полная энергия деления и захватная составляющая существенно растут с ростом глубины выгорания ядерного топлива. Для установившегося режима работы реактора (после выхода большинства продуктов деления на равновесие) полная энергия деления растет со скоростью ~ 0,1 %, а захватная составляющая со скоростью ~ 1,4 % на каждый МВт·сут/кг. Очевидно, что полная энергия деления будет снижаться после перегрузки топлива.

С целью расчетов энерговыделения в рамках комплексного моделирования реактора ВВЭР-1000 были разработаны тестовые задачи на базе ячейки и ТВС реактора. Для объединения расчетов по прецизионному нейтронно-физическому коду MCU и системному теплогидравлическому коду ATHLET была написана программа на языке PERL. Она включает в себя управляющую программу и шесть подпрограмм для внесения изменений во входные файлы, обработки выходных файлов программ MCU и ATHLET, использования методов ускорения сходимости (простой итерации, релаксации, стохастический, секущей), а также постобработки результатов связанного расчета.

В ходе итерационного расчета были обнаружены аксиальные колебания мощности и температуры топлива, возникновение которых подтверждено в публикациях других исследователей. Для выявления условий возникновения колебаний и их устранения

были проведены вариационные расчеты с изменением различных характеристик моделей, методов расчета функционалов и объединения программ. Показано, что колебания возникают вследствие наличия обратной связи по температуре топлива, когда изменение локальной мощности превышает некоторый предел (реализуется при высокой температуре топлива).

Обнаружено, что на значение максимальной температуры топлива сильно влияет радиальная пространственная дискретизация модели. Изменение максимальной температуры топлива незначительно при разбиении более чем на 10 радиальных расчетных точек (рисунок 5). Помимо этого, следует правильно рассчитывать коэффициент теплопередачи зазора между топливом и оболочкой, значение которого также сильно влияет на температуру топлива. При его расчете рекомендуется моделировать гелий как циркулирующий в зазоре газ.

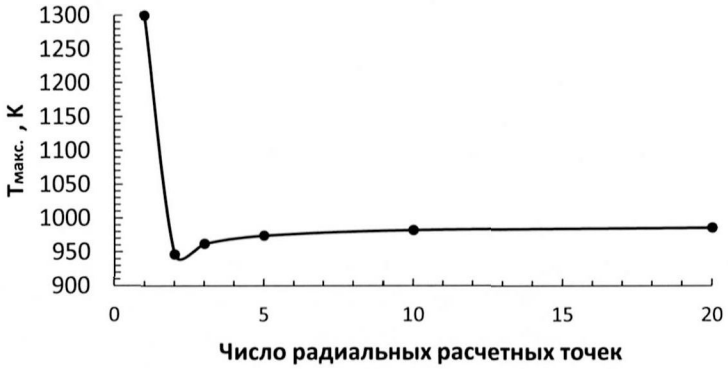

Рисунок 5 – Зависимость максимальной температуры топлива от количества радиальных расчетных точек в расчете по ATHLET.

Было обнаружено, что систематическая ошибка метода Монте-Карло может приводить к замедлению сходимости и появлению неопределённости в мощности (следовательно, в температуре топлива). Для ее выявления был введен функционал (RRB), по результатам расчета, которого можно судить о снижении систематической ошибки в определении дисперсии функционала. В случае расчета разработанных моделей реактора ВВЭР-1000 по программе MCU рекомендуется использовать более 5000 нейтронов в поколении и более 200 поколений в серии (NBAT). Это позволит снизить систематическую ошибку в скорости реакции деления до 0,6%, а в ее стандартном отклонении до 12%.

Был подобран наилучший метод ускорения сходимости в связанных расчетах – стохастический (рисунок 6).

Учет энерговыделения в оболочке (1%) и теплоносителе (3%) приводит к уменьшению максимальной температуры топлива на 33 К (рисунок 7), температуры оболочки на 1 К. Температура теплоносителя не изменяется.

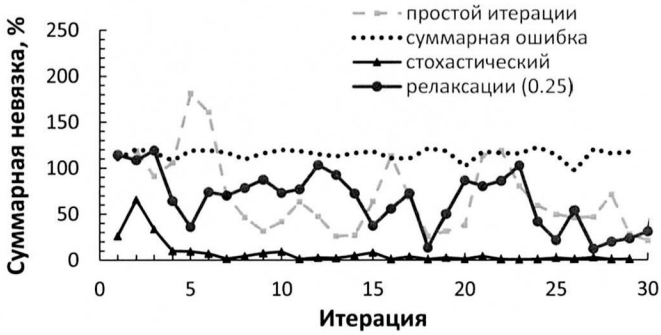

Рисунок 6 – Сравнение методов ускорения сходимости связанного решения.

Рисунок 7 – Температура топлива в расчетах с учетом и без учета пространственного переноса энергии.

Отклонение, полученное по связкам MCU/ATHLET и MCU/FlowVision в максимальной температуре топлива, составляет 8 К, в максимальной температуре теплоносителя – 2.1 К, в температуре теплоносителя на выходе – 0 К. Вероятно, отклонение вызвано различием в методах решения уравнений и несоответствием расчетных сеток.

С целью расчета энерговыделения в реакторе БН-600 на основании данных из открытых источников литературы были разработаны модели эквивалентной ячейки реактора и гомогенной активной зоны (с UO_2, MOX топливом и гибридной активной зоной – рисунок 8). Разногласия между значениями составляющих энергии деления, полученными по разным кодам, на уровне ошибки расчета (таблица 4).

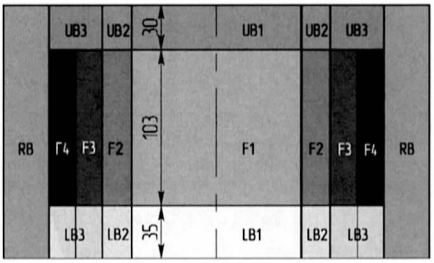

Рисунок 8 – Разрез модели гомогенной активной зоны реактора БН-600 с гибридным топливом, UO_2 и MOX топливом (когда зоны F4 и F3 одинаковые, размеры в см).

Таблица 4 – Результаты расчета функционалов в гомогенной модели гибридной АЗ реактора БН-600 (энергия в МэВ / деление)

	MCU-PTR	SERPENT 2	$\frac{\text{MCU-SERPENT}}{\text{MCU}}$
UO_2			
ΔE_n	0,66 ± 0,08	0,58 ± 0,07	12,1%
$E_{захв.}$	7,02 ± 0,18	7,13 ± 0,18	-1,6%
$\overline{E}_{полное}$	200,28 ± 0,25	200,44 ± 0,25	-0,1%
$E_{захв.}/\overline{E}_{полное}$	3,5% ± 0,1%	3,6% ± 0,1%	-2,9%
MOX			
ΔE_n	0,85 ± 0,06	0,78 ± 0,06	8,2%
$E_{захв.}$	8,78 ± 0,2	8,98 ± 0,22	-2,3%
$\overline{E}_{полное}$	206,61 ± 0,92	206,9 ± 0,94	-0,1%
$E_{захв.}/\overline{E}_{полное}$	4,2% ± 0,1%	4,3 ± 0,1	-2,4%
Гибридная АЗ (UO_2 + MOX)			
ΔE_n	0,68 ± 0,07	0,61 ± 0,07	10,3%
$E_{захв.}$	7,34 ± 0,18	7,37 ± 0,18	-0,4%
$\overline{E}_{полное}$	201,27 ± 0,27	201,34 ± 0,27	0,0%
$E_{захв.}/\overline{E}_{полное}$	3,6% ± 0,1%	3,7 ± 0,1%	-2,8%

Величина захватной составляющей энерговыделения зависит от типа топлива в активной зоне реактора. Расчеты показывают, что величина захватной составляющей в реакторе БН-600 с UO_2 топливом составляет 7,02 МэВ/деление или 3,5% от полного энерговыделения. Для зоны с МОХ топливом она наибольшая и равна 8,78 МэВ/деление или 4,2% от полного энерговыделения. Для гибридной активной зоны захватная составляющая незначительно отличается от величины, полученной для UO_2 топлива, и равняется 7,34 МэВ/деление (3,6%).

В результате проведения описанных выше расчетов были получены табличные значения составляющих средней полной энергии деления и поправок, используемых для учета различных физических эффектов, происходящих в ядерном реакторе. В таблице 5 приведены значения составляющих средней полной энергии деления.

Таблица 5 – Значения составляющих средней полной энергии деления для свежего топлива (энергия в МэВ/деление)

Реактор	$\Delta E_п$	$\Delta E_{\beta\gamma}$	$E_{захв.}$	$\overline{E}_{полное}$	$E_{захв.}/\overline{E}_{полное}$	комментарий
ВВЭР-1000	0,2	0,9	7,2	199,7	3,6%	ТВС 16ZS, 2% ^5U
ВВЭР-1000	0,1	0,3	9,3	204,9	4,5%	Модель ячейки, сер. первой микрокампании
БН-600 (UO2)	0,7	–	7,0	200,3	3,5%	Модель гомогенной АЗ
БН-600 (МОХ)	0,9	–	8,8	207	4,2%	
БН-600 (UO_2+ МОХ)	0,7	–	7,3	201,3	3,6%	

С использованием описанной во второй главе методики были получены формулы для расчета зависимости средней полной энергии деления и ее составляющих от времени работы реактора ВВЭР-1000 (ТВС 16ZS, глубина выгорания через 325 суток составляет 14 МВт·сут/кг):

$$\overline{E}_{полное}(t) = 2\cdot10^{-5}\cdot t^3 - 0{,}0024\cdot t^2 + 0{,}1059\cdot t + 199{,}77,\ t=[0;50]\ \text{суток}, \quad (10)$$

$$\overline{E}_{полное}(t) = -2\cdot10^{-5}\cdot t^2 + 0{,}00243\cdot t + 200{,}9,\ t=[50;325]\ \text{суток}, \quad (11)$$

$$E_{захв.}(t) = 2\cdot10^{-8}\cdot t^3 - 2\cdot10^{-5}\cdot t^2 + 0{,}0116\cdot t + 7{,}0643,\ t=[0;325]\ \text{суток}, \quad (12)$$

$$\overline{E}_{\beta\gamma}(t) = -3\cdot10^{-8}\cdot t^3 + 2\cdot10^{-5}\cdot t^2 - 0{,}0076\cdot t + 13{,}068,\ t=[0;325]\ \text{суток}, \quad (13)$$

$$Q_c(t) = -3\cdot10^{-6}\cdot t^2 + 0{,}0034\cdot t + 5{,}0491,\ t=[0;325]\ \text{суток}, \quad (14)$$

$$\Delta E_п(t) = 8\cdot10^{-5}\cdot t + 0{,}2384,\ t=[0;325]\ \text{суток}. \quad (15)$$

Описанная методика позволяет получать точные значения энерговыделения, с учетом переноса энергии, и оценивать его зависимость от глубины выгорания ядерного топлива и других характеристик реактора. Данные зависимости могут быть использованы для повышения точности расчетов по инженерным программам.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

1. Разработана и верифицирована методика прецизионного расчета энерговыделения, учитывающая вклад различных физических процессов в энерговыделение в ядерном реакторе, в частности зависимость выхода энергии при делении от энергии делящих нейтронов, поправки на кинетическую энергию нейтронов деления и запаздывающее энерговыделение, а также перенос энергии нейтронным и гамма-излучением.

2. Методика применена для получения составляющих полной энергии деления и других функционалов в реакторах ВВЭР-1000 и БН-600 с разным составом и глубиной выгорания ядерного топлива, а также для повышения точности результатов, получаемых в связанных нейтронно-физических / теплогидравлических расчетах реактора ВВЭР-1000.

3. Разработан набор тестовых задач для расчетов энерго- и тепловыделения в реакторах ВВЭР-1000 и БН-600 по нейтронно-физическим программам, для расчетов характеристик реактора ВВЭР-1000 по связкам нейтронно-физических / теплогидравлических программ.

4. Показано, что:

- средняя полная энергия деления для ТВС с гадолинием может быть на 0,5% выше, чем для ТВС без гадолиния. Наличие гадолиния приводит к увеличению энерговыделения в топливе на 0,6%.
- изменение средней полной энергии деления с обогащением топлива в реакторе ВВЭР-1000 незначительное (до 0,1%).
- средняя полная энергия деления и ее захватная составляющая в реакторе БН-600 выше для топлива, которое содержит 239Pu.
- средняя полная энергия деления и ее захватная составляющая увеличиваются в процессе работы реактора ВВЭР-1000 (на 3% и 32% за одну микрокампанию, соответственно). Получены формулы для учета зависимости составляющих полной энергии деления от времени работы реактора.
- в связанных расчетах по прецизионным программам могут возникать расходящиеся аксиальные колебания мощности, вызванные наличием обратной связи по температуре топлива. Выработаны рекомендации для получения связанного решения без колебаний.
- систематическая ошибка метода Монте-Карло может приводить к замедлению сходимости в связанных расчетах и появлению неопределённости в мощности (до ~4%, при расчете моделей ячеек и ТВС). Выработана схема по снижению систематической ошибки в значении функционала и его дисперсии (введен функционал RRB).

– учет энерговыделения в оболочке (1%) и теплоносителе (3%) приводит к уменьшению максимальной температуры топлива на 33 К, при работе реактора ВВЭР-1000 на номинальной мощности.

Основные публикации по теме диссертации.

1. Bahdanovich R. B., Romanenko V. I., Farkhulina A. L., Bogdanova E. V., Nikonov S. P., Tikhomirov G. V. VVER-1000 pin cell benchmark for coupled neutronics / themal-hydraulics calculations: preliminary results // J. Phys. Conf. Ser. 2018. V. 1133, № 1. p. 12051.

2. Bahdanovich R. B., Pázmán K., Tikhomirov G. V. Calculation of Neutron-Capture Reactions Contribution To Energy Release in VVER-1000 Using Serpent Code // KnE Eng. 2018. vol. 3, No. 3. p. 473–480.

3. Богданович Р.Б., Романенко В.И., Хохлов С.Ю., Тихомиров Г.В. Вклад нейтронно-захватных реакций в энерговыделение в активной зоне быстрого реактора. ВАНТ: Ядерно-реакторные константы, 2017, вып. 1, с. 87–97.

4. Богданович Р.Б., Тихомиров Г.В., Сальдиков И.С., Терновых М.Ю., Герасимов А.С. Вклад реакций захвата нейтронов при прецизионных расчетах полного энерговыделения в ядерных реакторах. ВАНТ: Ядерно-реакторные константы, 2017, вып. 1, с. 154–161.

5. Bahdanovich R.B. et.al. Complex modeling of VVER-1000 using MCU-ATHLET-FLOWVISION // In Proc. of the 7th Intern. Conf. on Coupled Problems in Science and Engineering (COUPLED PROBLEMS), June 12 – 14, 2017, p. 1020–1030.

6. Tikhomirov G., Bahdanovich R., Pham P. Precise calculation of neutron-capture reactions contribution in energy release for different types of VVER-1000 fuel assemblies // EPJ Web of Conferences vol. 153, 2017, p. 07007.

7. Bahdanovich R.B. et.al. Test case for VVER-1000 complex modeling using MCU and ATHLET // J. Phys. Conf. Ser. vol. 781, 2017, p. 012050.

8. Bahdanovich R.B. et.al. Contribution of neutron-capture reactions in the effective energy release in the fuel core of BN-600 // J. Phys. Conf. Ser. 2017. vol. 781, 2017, p. 012011.

9. Bahdanovich R.B., Tikhomirov G. V., Saldikov I. S., Ternovykh M.Yu. Gerasimov A.S. Contribution of Neutron Capturing Reactions in Precision Calculations of Total Energy Release in Nuclear Reactors // In Proc. of the Intern. Conf. GLOBAL-2015. Paris, 2015, p. 5119.

Подписано в печать 30.01.2019. Формат 60×84 $^{1}/_{16}$. Бумага офсетная.
Ризография. Усл. печ. л. 1,39. Уч.-изд. л. 1,5.
Тираж 75 экз. Заказ 38.

Отпечатано с оригинала-макета заказчика
в республиканском унитарном предприятии
«Издательский центр Белорусского государственного университета».
Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя,
распространителя печатных изданий № 2/63 от 19.03.2014.
Ул. Красноармейская, 6, 220030, Минск.