

На правах рукописи

Сальдинов Иван Сергеевич

**МЕТОДИКИ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО
МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ В ЯДЕРНЫХ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВКАХ**

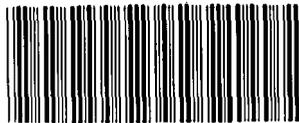
Специальность 05.14.03 – «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени

кандидата технических наук

11 ОКТ 2017



008710765

Автор:

A handwritten signature in black ink, appearing to be the author's name.

Москва – 2017

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

Научный руководитель: Тихомиров Георгий Валентинович, доктор физико-математических наук, доцент, заместитель директора института ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ.

Официальные оппоненты: Гольцев Александр Олегович, доктор технических наук, начальник лаборатории, федеральное государственное бюджетное учреждение Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ КИ), г. Москва

Мантуров Геннадий Николаевич, кандидат физико-математических наук, начальник лаборатории БНАБ, государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ ФЭИ), г. Обнинск

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

Защита диссертации состоится 15.11.2017^{8:00} 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 «28» 09 2017 г.

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



И.И. Чернов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Согласно проекту «Энергетической стратегии России на период до 2035 года» в ядерной энергетике предусмотрен переход к замкнутому топливному циклу с использованием реакторов на быстрых нейтронах, включая рецикл топлива (повторное использование переработанного топлива в ядерных реакторах). Многократное использование регенерированного урана и плутония расширяет ресурсную базу атомной энергетики. В 2011 году для реализации поставленных задач в Росатоме стартовал проект «ПРОРЫВ», управляющий всей структурой по созданию проектов замкнутого ядерного топливного цикла на основе реакторов на быстрых нейтронах. Этот проект направлен, в том числе, для демонстрации возможности замыкания ядерного топливного цикла по плутонию. Плутоний, в значительной мере накопленный в России после работы реакторов на тепловых нейтронах и утилизации атомного оружия, будет использован для начальных загрузок реакторов на быстрых нейтронах. Концепция замыкания топливного цикла для этих реакторов, среди прочего, подразумевает их самообеспечение плутонием, воспроизводство которого осуществляется на необогащенном уране, который используется в качестве сырьевого материала. Режимы работы реактора на мощности и его характеристики должны быть выбраны таким образом, чтобы выйти на самообеспечение реактора делящимися изотопами при подпитке обедненным ураном и поддержку его в процессе всего периода эксплуатации. Проектирование реакторов на быстрых нейтронах связано с решением таких задач, как формирование компоновки активной зоны, моделирование технологий перегрузок с учетом нейтронно-физических особенностей реактора, обоснование безопасности и физико-технических возможностей реактора, оценка влияния погрешностей исходных данных на конечные функционалы, минимизация запаса реактивности и т.д. Использование программных средств позволяет оперативно решать такие задачи на этапе проектирования реакторных установок нового типа. Эти задачи могут быть решены только на основе проведения комплексных расчетов. Таким образом, актуальными являются вопросы комплексного моделирования процессов обращения с топливом реакторов на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле.

Цель работы. Целью диссертационной работы явилось создание нового инструмента для комплексного анализа характеристик реакторов на быстрых нейтронах в пристационарном замкнутом топливном цикле с учетом погрешностей в ядерных данных и с использованием современных библиотек, вычислительных аппаратных и программных средств.

Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

- Разработан программный комплекс REPRORYV, реализующий алгоритм перегрузок активных зон реакторов на быстрых нейтронах в пристационарном замкнутом топливном цикле с возможностью оценки влияния температурных и пустотных эффектов реактивности, а также погрешностей в нейтронных данных, на нейтронно-физические характеристики активной зоны.
- На основе разработанных тестовых задач проанализирована возможность реализации режима самообеспечения реактора на быстрых нейтронах типа БН со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом в замкнутом цикле с учетом неопределенностей в нейтронных данных и влияния зависимости коэффициента теплопроводности от температуры и глубины выгорания на коэффициент реактивности.
- Разработан программный модуль и обоснованы результаты его работы по нахождению распределения температуры внутри топливного сердечника с учетом

зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры.

- Определены наиболее оптимальные типы ТВС для создания искусственного источника антинейтрино на основе церия.

Научная новизна.

1. Впервые с помощью современных ЭВМ реализован алгоритм комплексного расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов на быстрых нейтронах в пристанционном замкнутом топливном цикле с учетом неопределенностей в нейтронных данных и зависимости коэффициента теплопроводности от температуры и глубины выгорания.
2. Оценено влияние температурных эффектов в топливной таблетке на коэффициенты реактивности по плотности теплоносителя и температуре топлива в активной зоне реактора типа БН со СНУП-топливом в замкнутом топливном цикле.
3. Сделана консервативная оценка влияния погрешностей в исходных данных сечений плутония на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора типа БН со СНУП-топливом в замкнутом топливном цикле.
4. С помощью нейтронно-физического моделирования обоснован выбор тех ТВС, которые наилучшим образом подходят для переработки и извлечения церия для создания искусственного источника антинейтрино.

Практическая значимость и предложения по внедрению результатов работы.

1. Созданный программный комплекс REPRORYV может быть использован для анализа различных режимов рецикла топлива в активных зонах реакторов на быстрых нейтронах в пристанционном замкнутом топливном цикле с учетом неопределенностей в нейтронных данных и учетом зависимости коэффициента теплопроводности от температуры и глубины выгорания в НИЦ КИ, г. Москва, НИКИЭТ им. Н.А. Деллижаля, г. Москва, ОАО ОКБМ им. И.И. Африкантова, г. Нижний Новгород, ОАО СПБАЭП, г. Санкт-Петербург, ИБРАЭ РАН, г. Москва, занимающихся разработкой, конструированием, обоснованием безопасности и сопровождением реакторов на быстрых нейтронах.
2. Результаты моделирования, полученные по программе REPRORYV, использованы при независимом тестировании нейтронно-физических кодов нового поколения проекта «ПРОРЫВ» (НИОКР 2014–2017 гг.) в ИТЦП «ПРОРЫВ», ГК Росатом, занимающемся реализацией замкнутого ядерного топливного цикла в Российской Федерации.
3. Принцип модульности программы REPRORYV может быть использован для проведения процедуры кросс-верификации нейтронно-физических модулей при получении в НТЦ ЯРБ, г. Москва аттестационного паспорта программных средств, разработанных в НИЦ КИ, г. Москва и ИБРАЭ РАН, г. Москва.
4. Результаты моделирования отработавшего ядерного топлива использованы при обосновании выбора ТВС для переработки и создания радиоактивного источника антинейтрино на ПО «МАЯК», г. Озерск, Россия, занимающемся хранением и переработкой отработавшего ядерного топлива российских реакторов.

Основные положения, выносимые на защиту.

1. Разработанные алгоритмы, комплекс программ REPRORYV и результаты моделирования нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в пристанционном замкнутом топливном цикле с учетом температурных и плотностных эффектов реактивности и неопределенностей в исходных данных.
2. Результаты оценки влияния погрешностей нейтронных сечений изотопов плутония на неопределенность расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реакторной установки типа БН со ШУП-топливом в пристанционном топливном цикле.
3. Сформулированные тестовые задачи и результаты анализа времени выхода на равновесную концентрацию, влияния младших актиноидов, температурных и плотностных эффектов реактивности на нейтронно-физические характеристики реакторов на быстрых нейтронах при моделировании замкнутого топливного цикла, полученные с помощью программного модуля, включенного в REPRORYV, с учетом зависимости коэффициента теплопроводности топлива от его температуры и глубины выгорания.
4. Результаты обоснования выбора ТВС для получения искусственного источника антинейтрино.

Достоверность представленных результатов.

Результаты расчетов основных нейтронно-физических характеристик, полученные автором по программному комплексу REPRORYV, подтверждаются путем сравнения с расчетами по прецизионным программам, в частности, MCU/MMK/TDMCC, реализующими метод Монте-Карло, а также с программой, основанной на диффузионном методе, TRIGEX с использованием современных, доступных на настоящее время библиотек ядерных данных.

Апробация работы.

Основные результаты, изложенные в работе, докладывались на следующих конференциях и семинарах: 13-th Intern. Conf. on Radiation Shielding - Radiation Protection & Shielding Division Topical Meeting ICRS-13&RPSD-2016, (France, Paris, 3–6 октября 2016 г.); Intern. Conf. Global-2015 “Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future” (France, Paris, 21–24 сентября 2015 г.); Physor 2014 Intern. Conf. “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” (Japan, Kyoto, 28 сентября–3 октября, 2014 г.); 10-th Intern. Conf. on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. (Bulgaria, Sandanski, 7-14 сентября 2013 г.); Семинар «Нейтроника», посвященный методам и алгоритмам расчета ядерных реакторов (Обнинск, 2012, 2015 и 2016 гг.); «Научная сессия НИЯУ МИФИ» (Москва, 2010, 2011, 2013–2015 гг.); Научный семинар «ВОЛГА», посвященный проблемам физики реакторов (2012, 2014, 2016 гг.); Школа-семинар молодых ученых ИБРАЭ РАН (Москва, 2013 г.); Междунар. телекоммуникационная конф. молодых ученых и студентов «Молодежь и наука» (НИЯУ МИФИ, Москва, 2014 г.); Курчатовская молодежная научная школа (Москва, НИЦ «Курчатовский институт», 2012 г.); Всероссийская молодежная научно-инновационная школа-семинар «Математика и математическое моделирование» (Саров, 2015–2017 гг.).

Публикации.

По материалам диссертации автором опубликованы 16 печатных работ, 5 из которых – в ведущих периодических изданиях, входящих в перечень, рекомендованных ВАК РФ, 5 – в списке Web of Science и Scopus.

Личный вклад автора.

- Разработан и реализован алгоритм кода REPRORYV, предназначенного для расчетного моделирования изменения нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов на быстрых нейтронах в замкнутом ядерном топливном цикле с учетом комплексного анализа влияния плотностных и температурных эффектов реактивности и неопределенностей нейтронных данных.
- С помощью кода REPRORYV выполнен анализ времени выхода на равновесие реакторов с нитридным топливом в замкнутом ядерном топливном цикле. Проведено расчетное исследование эффектов, связанных с изменением содержания плутония в исходном составе топлива. Проведен анализ температурных и плотностных эффектов реактивности. Сделаны выводы об оптимальности того или иного сценария рецикла топлива.
- С помощью программного модуля SAS2H и подмодуля ORIGIN из комплекса SCALE проведен расчет изотопного состава ОЯТ ВВЭР-440 для обоснования выбора ТВС этого реактора для последующей переработки и создания искусственного источника антинейтрино.
- С помощью программы MCU проведено моделирование уран-водного и уран-графитового подкритического стенда. На основе полученных данных запрограммированы, оформлены и опубликованы в открытом доступе виртуальные лабораторные работы.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, пяти глав и заключения. Работа изложена на 153 страницах, содержит 42 рисунка, 21 таблицу и список цитируемой литературы из 113 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность работы по разработке и обоснованию результатов расчета программных кодов с использованием методик комплексного мульти-физического анализа реакторных установок на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле и оценок неопределенностей полученных результатов.

В главе I представлен обзор имеющихся отечественных и зарубежных программных кодов, моделирующих процессы замкнутого ядерного топливного цикла. Само понятие замкнутый ядерный топливный цикл включает несколько стадий работы с топливом, начиная от получения начальной загрузки (из природного урана, либо после переработки ОЯТ, либо после переработки плутониевых зарядов) и заканчивая формированием новой топливной композиции для последующей загрузки в реактор или захоронением продуктов деления. При этом каждый из этих этапов может быть смоделирован с разной степенью точности. Можно смоделировать изотопный состав топлива после его облучения в реакторе на основе сложной подготовки многогрупповых констант с учетом блокировок сечений и распределения потоков внутри реактора. А можно использовать среднестатистические данные по изотопному составу того или

инного реактора и получить хотя менее точные данные, однако это будут те данные, которые получаются за более короткий период времени. При этом из анализа литературы следует, что есть программы, которые точно моделируют процессы замкнутого ядерного топливного цикла на этапах переработки топлива, особенно это важно на этапах внедрения инновационных технологий обращения с новыми видами топлива.

Глава 2 содержит описание алгоритмов работы разработанного автором комплекса программ REPRORYV. Приведено описание методов и программ, входящих в данный комплекс.

Программный код REPRORYV (Recycle for PRORYV – переработка для «ПРОРЫВА») предназначен для моделирования процессов облучения, переработки и перегрузки ТВС в активных зонах реакторов для анализа самообеспечения реактора топливом на протяжении всей его кампании в замкнутом топливном цикле с учетом неопределенностей в исходных данных.

В рамках работы над диссертацией автором разработан программный код REPRORYV (REcycle for PRORYV – Переработка для ПРОРЫВа), позволяющий моделировать этапы замкнутого ядерного топливного цикла, включая изменение изотопного состава топлива на этапах его облучения внутри реактора и переработки вне реактора, с учетом неопределенностей в нейтронных данных (библиотеках).

Если рассматривать моделирование изотопного состава ядерных реакторов, то, уже начиная с самого зарождения тепловой ядерной энергетики, разрабатывались различные методики, алгоритмы и программные коды для предсказания изотопного состава топлива в определенный момент времени. В этой области накоплен огромный опыт в нашей стране и за рубежом. Эволюция тепловыделяющих сборок, их конструкции, привела к развитию расчетных и проектных кодов. Однако создание новых проектов реакторов на быстрых нейтронах, нового типа топлива и материалов в замкнутом ядерном топливном цикле привело к появлению новых задач по предсказанию поведения топлива и моделированию изотопного состава. Особенности новых систем, свойств материалов необходимо учитывать при проведении расчетов ядерных реакторов нового типа, особенно из-за отсутствия большого числа экспериментальных тестовых задач (бенчмарков), на основе которых можно проводить сравнение расчетных и экспериментальных данных.

В традиционных подходах к моделированию нейтронно-физических характеристик топливных стержней и изотопного состава в процессе выгорания ядерного топлива, как правило, используются упрощенные модели расчета. Например, во многих случаях нейтронно-физические характеристики топлива, зависящие от температуры среды, определяются по средней температуре топливного сердечника, которая задается из консервативных соображений (например, какое-то общепринятое значение из справочника). При этом реальными зависимостями нейтронных сечений от температуры пренебрегают. Также в большинстве случаев в процессе выгорания не учитываются изменения свойств топлива по радиусу топливного сердечника (rim-эффект): в упрощенных моделях используется неизменный изотопный состав топлива. При расчете радиального распределения температуры топлива часто используют постоянное значение коэффициента теплопроводности, однако, данный коэффициент зависит как от температуры, так и от глубины выгорания топлива. Для учета зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры для расчета распределения температуры внутри твэла автором была создана программа TEMP_5. Более подробное описание данной программы представлено в следующей главе.

Автором предпринята попытка совместного использования всех

вышеперечисленные программ и усовершенствованных методик комплексного расчета нейтронно-физических и теплофизических характеристик топлива. Таким образом, реализован комплексный подход к решению мульти-физических задач анализа замкнутого топливного цикла с учетом неопределенностей в исходных данных.

Для расчета каждого шага по выгоранию топлива в коде REPRORYV может использоваться стороннее программное средство, задача которого заключается в расчете нейтронно-физических характеристик реактора (нейтронный поток, сечения и концентрации нуклидов) на каждом конкретном шаге. В качестве такой программы может выступать любой продукт, рассчитывающий нужные нейтронно-физические функционалы. Таким образом, REPRORYV реализует принцип модульности: для нахождения нейтронно-физических характеристик реактора в программу можно встроить как прецизионную программу, так и диффузионный код. Высокая скорость расчета, полученного по диффузионному коду, позволяет быстро оценить эффективность того или иного сценария формирования начальной загрузки активной зоны реакторов на быстрых нейтронах. На данный момент реализована схема работы, использующая российский диффузионный код JARFR. Неопределенности конечного нейтронно-физического функционала и массы топлива рассчитываются с помощью стороннего программного кода нуклидной кинетики BPSD.

Программа BPS (Burning and Poison Calculation System) разработана в Институте проблем развития атомной энергетики Российской Академии Наук (ИБРАЭ РАН), г. Москва. Она предназначена для расчета нуклидной кинетики, позволяет моделировать любые цепочки нуклидных переходов. Главной особенностью программы является внедренный алгоритм для непосредственного расчета ошибок (BPSD, где "D" – deviation - отклонения). Эти ошибки или отклонения являются следствием численного метода и использования экспериментальных данных по распадам и сечениям нуклидов.

Архитектура программного комплекса подразумевает модульность. Связь между разными модулями осуществлена на основе обмена данными на уровне файлов. Для расчета по программе REPRORYV необходимо вначале сформировать входной файл для программы JARFR. Затем по JARFR будут рассчитываться функционалы на каждом из шагов. Для анализа замкнутого ядерного топливного цикла в отдельном входном файле REPRORYV необходимо задать схему перегрузок, количество лет на выдержку и переработку топлива, выделить изотопы в различные группы и задать условия переработки для каждой из групп.

Общая схема работы программы REPRORYV показана на рисунке 1. Картограммы и параметры перегрузок задаются во входном файле REPRORYV. Геометрия и исходный изотопный состав активной зоны реактора задается во входном файле JARFR. Для анализа замкнутого ядерного топливного цикла во входном файле REPRORYV необходимо задать схему перегрузок, количество лет на выдержку и переработку топлива, выделить изотопы в различные группы и задать условия переработки для каждой из групп. После запуска программы с заданием всех необходимых характеристик задачи обработчик входных файлов программы REPRORYV обрабатывает эти файлы и создает на основе этих данных новый входной файл для программы, которая рассчитывает нейтронно-физические функционалы и изотопную кинетику (JARFR). REPRORYV управляет этой последовательностью действий. После одной итерации по расчету глубины выгорания одного шага замкнутого топливного цикла модуль обработчика выходных файлов REPRORYV сохраняет выходные файлы JARFR в специальный банк данных. После этого на основе данных из этого банка REPRORYV формирует следующую загрузку в активную зону реактора.

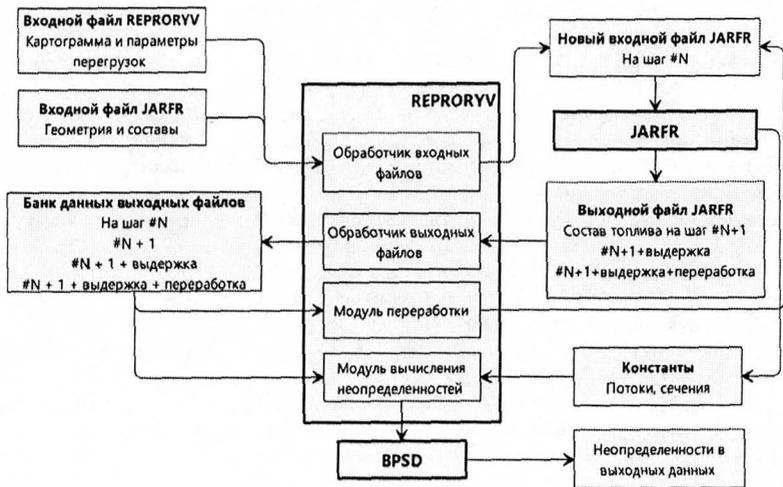


Рисунок 1 – Упрощенная схема работы программы REPRORYV

Если подошел этап переработки топлива, то на данном шаге REPRORYV рассчитывает новые значения концентраций, которые получились после манипуляций с выгруженным, выдержанным и переработанным топливом. После этого REPRORYV создает новый входной файл и запускает JARFR для получения данных для следующего шага замкнутого топливного цикла. При необходимости дополнительно запускается программа BPSD для получения значений отклонений по концентрации каждого из изотопов. После окончания расчета каждого из шагов замкнутого топливного цикла в выходном файле будут представлены нейтронно-физические характеристики реактора на каждом из этапов топливного цикла (коэффициент размножения), масса плутония и урана и значения неопределенностей, посчитанные на каждом из шагов для полученных значений массы.

Процедура переработки в коде REPRORYV реализована в отдельном модуле. Для каждого изотопа из списка входного файла JARFR задается номер группы. Пользователь задает схему обращения с каждой группой изотопов. Можно задать три процедуры.

1. Не изменять группу, т.е. какая масса будет после выгрузки, такую и оставить.
2. Удалить всю массу группы после переработки (обнулить концентрации).
3. Сбросить массу группы на первоначальный уровень, т.е. добавить / удалить массу группы так, чтобы масса стала той же, что и была для всей группы на момент первой загрузки. При этом содержание каждого изотопа в этой массе может измениться (хотя суммарная масса группы будет прежней).

Таким образом, можно выделить в отдельные группы изотопы плутония Pu (сбрасывать массу до первоначального уровня, «снямая излишки плутония» – «3»), урана U (сбрасывать массу до первоначального уровня, добавляя ^{238}U – «3»), конструкционных материалов (оставлять значения их массы неизменными – «1») и актиноидов (убирать их из переработанного топлива – «2»). При этом можно указывать долю потерь массы той или иной группы при переработке на каждом из шагов топливного цикла. Эта функция может пригодиться, например, при анализе потерь

плутония при переработке. Незначительные потери плутония допустимы в условиях работы оборудования по разделению фракций топлива и продуктов деления. Допустимые потери плутония при переработке составляют 0,1%.

Схема перегрузок в REPRORYV подразумевает задание номеров перегрузок (годов), когда выгружается та или иная группа ТВС по окончании очередной микрокампании (т.е. одного года облучения топлива в активной зоне реактора и выдержке в ВРХ). При этом выгружаются не все ТВС из активной зоны, а только часть с текущим номером перегрузки. Например, в 1-й год будут выгружены все ТВС, на схеме перегрузок которых указана цифра «1». Во второй год будут выгружены только те ТВС из активной зоны, на схеме перегрузок которых указана цифра «2» и т.д. Данная схема перегрузок накладывается на схему активной зоны из файла JARFR с заданием номеров типов ТВС. В код REPRORYV могут быть введены различные схемы перегрузок с учетом заявленных конструкторами технических требований, что позволяет анализировать различные варианты конструкций активных зон реакторов (компоновку, изотопный состав, расположение кассет и т.д.).

В программе REPRORYV используется предположение, что в процессе переработки из ОЯТ на выходе должны получиться две фракции: продукт и отвал. В общем случае схема переработки многоступенчатая и нелинейна, зависит от множества свойств и параметров оборудования, теоретических и экспериментальных коэффициентов. Некоторые программные коды предназначены специально для моделирования процесса переработки топлива, выделения отдельных участков линий и блоков переработки, расчета коэффициентов переработки на основе химических реакций, аффинажа, износа оборудования и т.д. В коде REPRORYV все стадии переработки заменяются одной общей стадией с указанием конечных коэффициентов очистки каждого из изотопа. Эта модель также позволяет определять значения неопределенностей на каждом этапе переработки для каждого изотопа с использованием линейных коэффициентов. Эта упрощенная схема позволяет задавать вектор коэффициентов переработки для каждого изотопа, убирая всю сложность схемы переработки ОЯТ. Схема переработки ОЯТ в REPRORYV с учетом неопределенностей в изотопном составе приведена на рисунке 2.

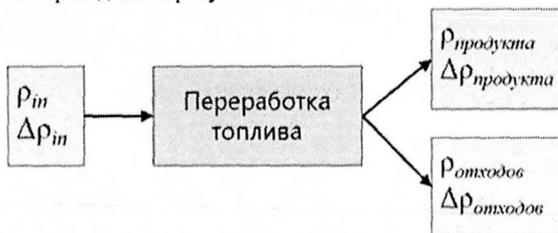


Рисунок 2 – Схема переработки в REPRORYV с учетом неопределенностей в изотопном составе ОЯТ

После переработки топлива отвал поступает на захоронение, а продукт используется для создания новой топливной загрузки в реактор. Задаются параметры процесса разделения – вектор коэффициентов разделения продукта от отвала для основных изотопов (~20–30) с учетом потерь и погрешностей, с которыми получены данные значения коэффициентов.

На каждом шаге переработки для получения новых значений концентраций используются следующие уравнения:

$$\begin{aligned}\vec{p}_{\text{продукта}} &= \vec{k}_{\text{recycle}} \cdot \vec{p}_{\text{in}}, \\ \vec{p}_{\text{отходов}} &= \vec{k}_{\text{waste}} \cdot \vec{p}_{\text{in}}, \\ \vec{k}_{\text{recycle}} + \vec{k}_{\text{waste}} + \vec{d} &= \vec{1}, \\ \vec{k}_{\text{recycle}} &> 0, \\ \vec{k}_{\text{waste}} &> 0, \\ \vec{d} &> 0,\end{aligned}$$

где \vec{p}_{in} – вектор концентраций изотопов на начало процедуры переработки;

$\vec{p}_{\text{продукта}}$ – вектор концентраций изотопов в продукте после переработки;

$\vec{p}_{\text{отходов}}$ – вектор концентраций изотопов в отвале (считаем, что это отходы) после переработки;

\vec{k}_{recycle} – вектор коэффициентов переработки – в каждом компоненте данного вектора находятся коэффициенты переработки для каждого из основных изотопов. Под коэффициентом переработки понимается доля данного изотопа, попавшего после данного этапа переработки в продукт;

\vec{k}_{waste} – вектор коэффициентов перехода в отвал – вектор, каждый компонент которого содержит значения коэффициентов перехода в отвал для каждого из основных изотопов. Под коэффициентом перехода в отвал подразумевается доля каждого из изотопов, попавшего после данного этапа переработки в отвал;

\vec{d} – вектор доли потерь при переработке, задаваемый пользователем.

Очевидно, что каждый элемент этих векторов больше нуля, а также то, что сумма этих векторов равна единичному вектору (закон сохранения массы).

Существуют определенные трудности в получении точных значений потерь на каждой операции очистки/переработки из-за вышеупомянутых факторов сложности самого процесса переработки. Однако реализованный в программе REPRORYV алгоритм легко настроить на использование любых коэффициентов переработки, которые могут быть уточнены после более тщательного экспериментального изучения вопросов переработки непосредственно на предприятии.

Для **получения значений неопределенностей** в концентрациях нуклидов в программе REPRORYV используется сторонний код нуклидной кинетики BPSD. Этот код позволяет рассчитывать любые цепочки нуклидных переходов, как для актиноидов, так и для продуктов деления. В качестве базы данных в программе используется библиотека РОСФОНД (ФЭИ), моделирующая порядка 1500 нуклидов из продуктов деления и до 40 актиноидов. Особенностью программы является непосредственный расчет описанных выше ошибок: ошибок используемого численного метода и ошибок исходных данных, которые заданы внутри программы.

Погрешности в итоговых концентрациях BPSD рассчитывает на основании трех видов погрешностей:

- погрешности в скоростях образования нуклида из внешнего источника;
- погрешности в значениях постоянных распада нуклидов;
- погрешности в скоростях перевода из одного нуклида в другой.

Программа BPSD позволяет коду REPRORYV получать неопределенности массы изотопов в любой момент времени работы реактора. Эти неопределенности позволяют оценить ошибку в результирующих функционалах, таких как реактивность и плотностные эффекты реактивности.

Задача моделирования замкнутого топливного цикла с реактором на быстрых нейтронах типа БН-1200 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом в программе REPRORYV подразумевает задание геометрии и исходных изотопных

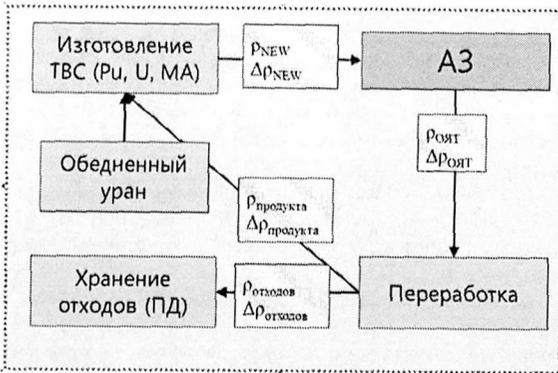


Рисунок 4 – Общая схема замкнутого ядерного топливного цикла, моделируемая в задаче кодом REPRORYV

Результаты моделирования, полученные по коду REPRORYV. На рисунке 5 показана зависимость запаса реактивности активной зоны реактора (в процентах) от времени для различных начальных значений долей плутония в топливе. Из графиков видно, что все четыре типа топлива стремятся к некоторому близкому уровню запаса реактивности. При этом в начальный момент времени разница значения запаса реактивности для топлива с долей плутония 14,0% на 5,6% больше значения реактивности для топлива с долей плутония 12,6%.

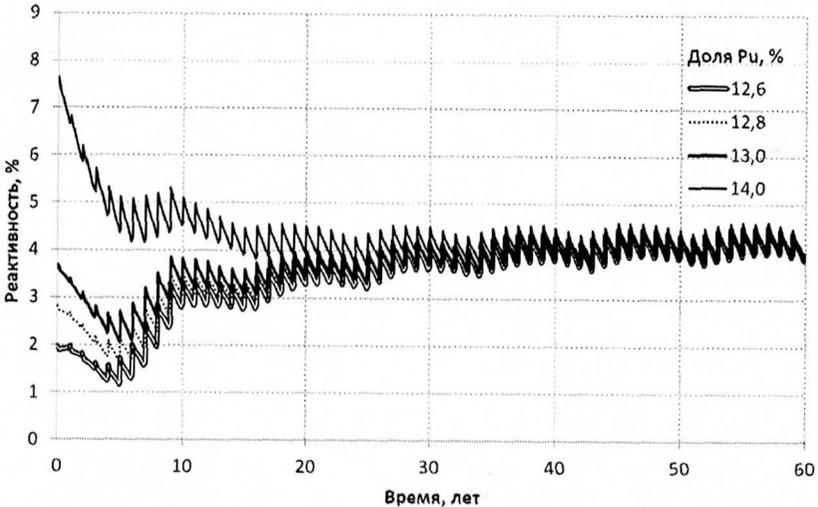


Рисунок 5 – Зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени (60 лет – время работы реактора) для различных начальных значений долей плутония в топливе в начальный момент времени

Небольшие колебания запаса реактивности и просадка в первые несколько лет связаны с тем, что в первые четыре микрокампании в активную зону вместо

выгружаемой партии топлива помещается партия топлива с исходным содержанием плутония (т.е. таким, каким было содержание в начальный момент работы реактора). А поскольку за это время в активной зоне идет накопление продуктов деления, то для компенсации отрицательной реактивности, необходимо было бы добавлять некоторую равнозначную по реактивности массу делящихся изотопов. В данной работе, однако, этот вопрос не исследовался, и компенсация реактивности в начальный момент времени не проводилась.

Можно сделать вывод о том, что оптимальным значением доли плутония будет значение около 13%, потому что именно для этого значения доли плутония изменение запаса реактивности в процессе работы реактора будет наименьшим. По этой причине не будет необходимости в больших запасах реактивности в виде стержней регулирования и их частого перемещения в активной зоне на большие амплитуды.

На рисунке 6 приведена зависимость массы плутония в активной зоне реактора на момент окончания каждой микрокампании в зависимости от времени для загрузок активных зон, содержащих различные начальные доли плутония в общей массе топлива. Видно, что все четыре активные зоны стремятся к некоторому равновесному значению. На начальный момент времени отношение массы плутония при его содержании в топливе 14% к массе плутония при 12,6% составляет 1,0975. К моменту окончания работы реактора данное значение равно всего 1,0019.

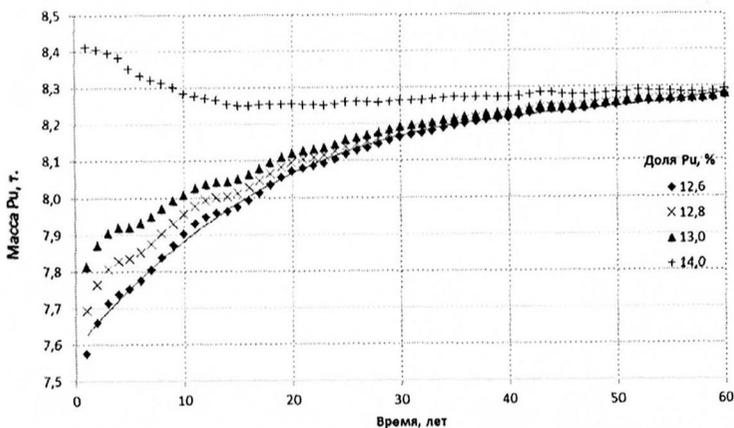


Рисунок 6 – Зависимость массы плутония в активной зоне реактора на момент окончания каждой микрокампании в зависимости от времени для активных зон, содержащих различные начальные доли плутония в общей массе топлива.

На рисунке 7 представлена зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени для различных значений потери плутония в топливе при переработке. В начальный момент времени зависимость запаса реактивности от времени одинакова, а влияние потерь на нейтронно-физические характеристики будут максимальны лишь на конец кампании реактора. Разность запаса реактивности при потерях плутония при переработке в 0,1% и 1,0% на момент окончания работы реактора составляет 0,5%.

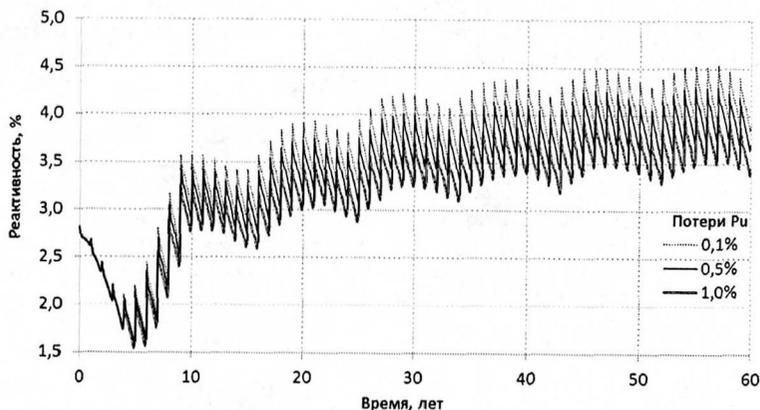


Рисунок 7 – Зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени для различных значений потери плутония в топливе при переработке

На рисунке 8 приведена зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени для вариантов удаления младших актиноидов и оставления их в топливе. В начальный момент времени реактивности для этих двух вариантов совпадают. Актиниоды увеличивают значение запаса реактивности на момент окончания работы реактора на 0,7% по сравнению с вариантом их полного удаления из всех ТВС при переработке.

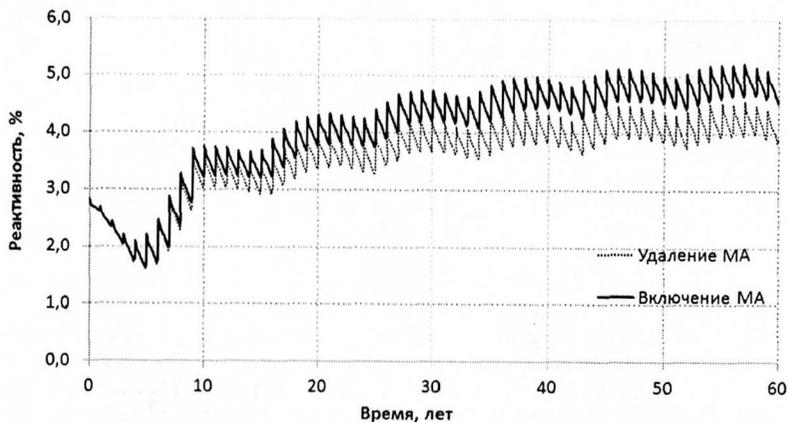


Рисунок 8 – Зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени для вариантов удаления младших актиноидов и оставления их в топливе

На рисунке 9 показана зависимость запаса реактивности активной зоны реактора (в процентах) от времени для расчета среднего значения массы плутония, верхней оценки неопределенности массы плутония и нижней оценки неопределенности массы плутония. Средний график на данном рисунке – среднее значение, которое было посчитано по программе REPRORYV с использованием встроенного в JARFR модуля

выгорания на каждом шаге замкнутого цикла. Верхний график – верхняя оценка влияния ошибки в массе плутония на запас реактивности. Для получения данного результата на каждой итерации ко всей массе плутония добавлялось значение ошибки расчета данной массы, полученной напрямую из программного кода BPSD. Очевидно, что чем больше работает реактор, тем больше абсолютное отклонение данного функционала от среднего значения. Аналогичная процедура была проделана для нижнего графика: здесь из массы плутония на каждой итерации вычиталось значение ошибки получения данной массы. Разница между максимальным и минимальным значением запаса реактивности по отношению к среднему составляет 3,3%. Т.е. именно такой эффект следует ожидать при учете погрешностей в массе плутония. Для снижения данной неопределенности необходимо снижать погрешности в исходных данных по плутонию, даже с учетом того, что данная оценка является консервативной.

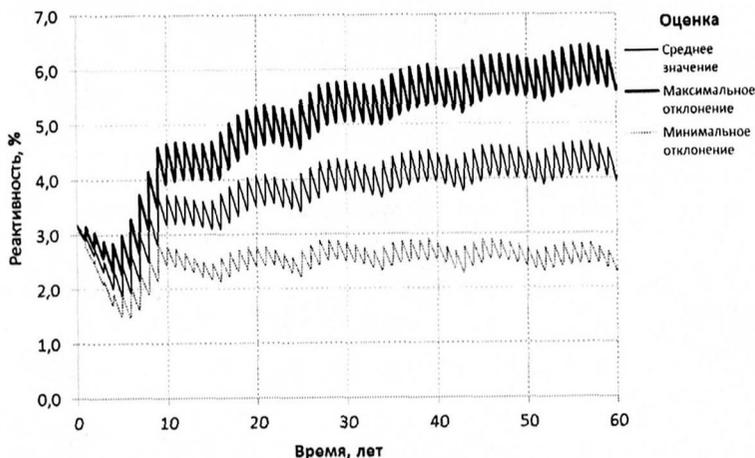


Рисунок 9 – Зависимость запаса реактивности активной зоны реактора от времени (60 лет – время работы реактора) для расчета среднего значения массы плутония, верхней оценки неопределенности массы плутония и нижней оценки неопределенности массы плутония

Из результатов REPRORYV по моделированию коэффициента размножения реактора на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле можно сделать выводы о том, что при значениях потери плутония до 1%, при полном удалении младших актиноидов, при консервативной оценке погрешности в плутонии, реактор при данной компоновке и начальном содержании плутония будет оставаться надкритичным (коэффициент воспроизводства ~ 1 или больше). При этом спад запаса реактивности в первые несколько лет необходимо компенсировать загрузкой ТВС с большим содержанием плутония, чем в рассматриваемых вариантах. Подбор содержания плутония в таких ТВС является отдельной задачей.

В данной главе также представлены результаты кросс-верификации кода REPRORYV на примере модельных задач ТВС реактора типа БН-1200 с нитридным топливом на периоде в одну микрокампанию. Результаты сравнивались с такими программами, как MCU, SCALE-MMK, TDMCC и TRIGEX.

Программа REPRORYV позволяет рассматривать различные сценарии замыкания

топливного цикла для различных конструкций реакторов на быстрых нейтронах и вариантов переработки и компоновки топлива. Для учета зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры может быть использован программный модуль автора диссертации TEMPR_5, реализующий соответствующий алгоритм, описанный в следующей главе.

Глава 3 содержит информацию об алгоритмах, реализации и результатах расчета программного модуля TEMPR_5. Одной из задач в физике ядерных реакторов является нахождение распределения температур в твэле и поиск наиболее энергонапряженного твэла. От температурного режима эксплуатации твэла зависит осевой и радиальный массоперенос в топливе, термические напряжения и образование трещин, релаксация напряжений, выход газообразных продуктов деления, диффузия и перераспределение летучих продуктов деления. Знание точного распределения температуры в топливных элементах реактора необходимо для удачного предсказания поведения топлива в течение длительных периодов времени под влиянием интенсивного излучения и, в конечном счете, для обоснования работоспособности твэла и безопасной эксплуатации всей реакторной установки. Вследствие этого, возникает необходимость нахождения более точного распределения температуры в твэлах реактора.

В данной главе показано, что коэффициент теплопроводности материала топлива зависит от значений температуры и глубины выгорания топлива. Как и температура, значение глубины выгорания зависит от радиальной переменной внутри твэла. В связи с этим получаются нелинейные уравнения теплопроводности для каждого из твэлов:

$$\frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \lambda(T(r), B(r)) \cdot r \cdot \frac{\partial}{\partial r} T(r) + q_V(r) = 0. \quad (1)$$

Данное уравнение можно решать различными методами. Предложенный способ решения уравнения (1) заключается в разбиении топливной таблетки на кольцевые зоны, в каждой из которых значения коэффициентов теплопроводности остаются постоянными, т.е.

$$\lambda(T(r)) = \{\lambda(T_i)\} = \{\lambda_i\}.$$

Тогда уравнение (1) становится линейным в каждой зоне. Его можно решить, например, численно методом прогонки.

На рисунке 10 приведена постановка задачи, которая решается программой TEMPR_5.

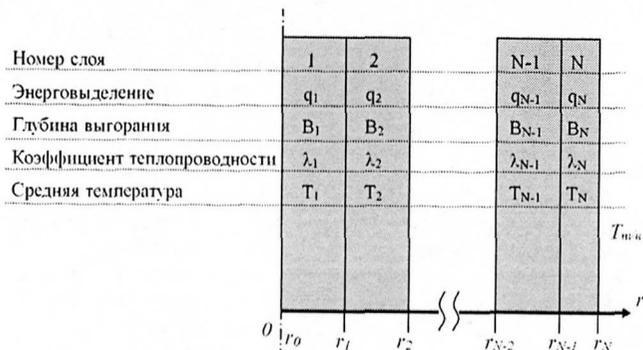


Рисунок 10 – Постановка задачи нахождения распределения температуры в цилиндрической геометрии

В каждой зоне идут итерации по температуре до тех пор, пока заданная погрешность не превысит ошибку нахождения результата. При этом на каждой итерации уточняется значение коэффициента теплопроводности в каждом слое. Этот шаг позволяет учитывать зависимость коэффициента теплопроводности от температуры. Аналогично можно поступить и с учетом зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания: на каждом шаге по выгоранию читать из таблицы новое значение коэффициента теплопроводности и подставлять его в уравнение теплопроводности для нахождения температуры.

Для верификации модуля и оценки неопределенности значений максимальной температуры в твэлах был разработан набор тестовых задач. Описание некоторой части этих тестовых задач приведено в данной работе. При комплексном расчете топливного цикла использование программного модуля TEMPR_5 позволяет оценить влияние температурных эффектов на нейтронно-физические функционалы реактора в любой момент времени. В главе представлены результаты моделирования радиального распределения температуры внутри твэла реактора ВВЭР-1000 с учетом и без учета зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры топлива.

На рисунке 11 показана температура по зонам ячейки для различных вариантов зависимости коэффициента теплопроводности. Глубина выгорания $V=60$ МВт·сут/кгU.

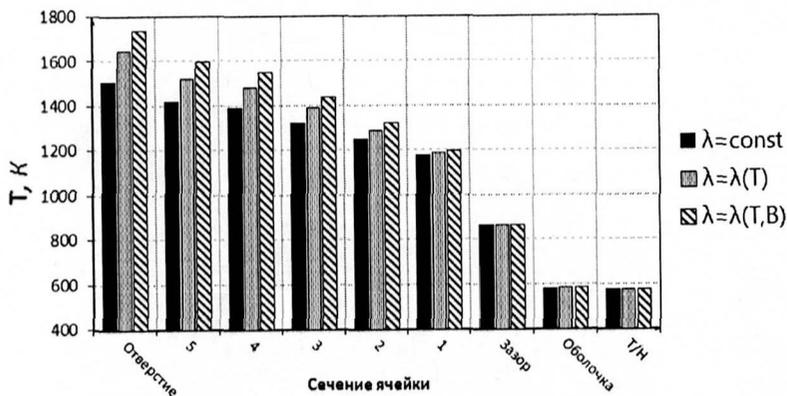
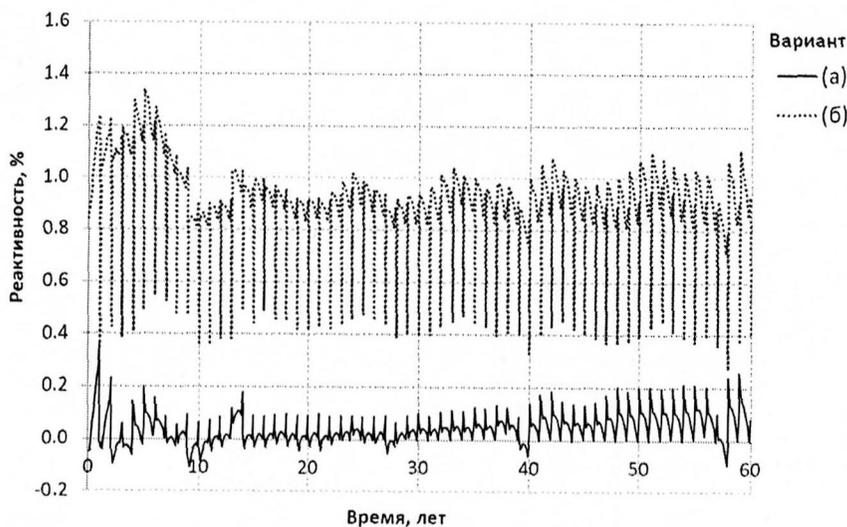


Рисунок 11 – Температура по зонам ячейки для различных вариантов зависимости коэффициента теплопроводности для $V = 60$ МВт·сут/кг

Из рисунка видно, что перепад температур в зазоре между топливом и оболочкой составляет несколько сот градусов. При облучении в реакторе топливо распухает. Таким образом, в процессе выгорания топливо в какой-то момент может прислониться к оболочке. Однако учитывать перепад температуры из-за данного зазора нужно на случай различных деформаций таблеток топлива и оценки консервативного эффекта при изменении коэффициента теплопроводности от глубины выгорания. Отношение температуры в центральном отверстии таблетки при учете зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры, полученной без учета данной зависимости, составляет 1,18. Данное значение эффекта использовалось при оценке влияния температурных эффектов реактивности при работе реакторов на быстрых нейтронах в замкнутом ядерном топливном цикле в комплексе REPRORYV на момент окончания их работы.

В коде REPRORYV присутствует функция вывода на единицу коэффициента размножения (K_{eff}) активной зоны путем изменения массы загружаемого плутония. Эта функция позволяет моделировать пристанционный цикл, когда на каждом шаге по перегрузки активной зоны реактора лишний плутоний удаляется, таким образом, позволяя работать реактору на минимальном запасе реактивности в стержнях регулирования (минимальное изменение положения стержней за время работы реактора). Для задачи, в которой коэффициент размножения реактора выводится на единицу на каждом шаге его работы, был исследован пустотный эффект реактивности по натрию (полное удаление теплоносителя) на момент 60 лет работы реактора с учетом разогрева топлива до 1750 градусов. Разогрев топлива учитывает превышение температуры топлива на 20% за счет учета зависимости коэффициента теплопроводности. Разогрев влияет на температурный коэффициент реактивности, который имеет отрицательный знак, а пустотный эффект реактивности по натрию имеет положительный знак. Очевидно, что значение и даже знак комбинации данных эффектов реактивности могут меняться с течением времени (из-за выгорания топлива, изменения изотопного состава делящихся материалов), поэтому важно рассматривать данный эффект на всем протяжении работы реактора. Значение данного эффекта на каждом из шагов (по окончании каждой микрокомпании) представлено на рисунке 12(б). График запаса реактивности, отражающий нормальные условия эксплуатации реактора для данного режима работы, представлен на рисунке 12(а).



(а) — нормальные условия эксплуатации;

(б) — удаление натрия из реактора в сочетании с разогревом топлива на 550 градусов.

Рисунок 12 — Запас реактивности активной зоны реактора на каждом из шагов от времени для варианта вывода реактора на режим с $K_{eff} = 1$

На момент максимального всплеска реактивности в случае непредвиденной аварии с полной потерей теплоносителя (натрия) и разогрева топлива активной зоны необходимый запас дополнительной отрицательной реактивности стержней

регулирования должен составлять 1,3–1,4 $\% \Delta k/k$. Этот запас необходимо заложить на этапах проектировании реакторной установки. Однако учет температуры и глубины выгорания на коэффициент теплопроводности вносит дополнительно отрицательное значение реактивности $-0,07 \% \Delta k/k$. Это позволяет сделать консервативную оценку и снизить дополнительный запас отрицательной реактивности до 1,2 $\% \Delta k/k$, т.е. в 1,05 раз меньше. Таким образом, есть потенциальная возможность после проведения дополнительных экспериментальных исследований в это же количество раз снизить расходы на материалы в стретжах регулирования.

В главе 4 приведены результаты моделирования отработавшего ядерного топлива с помощью программного кода SAS2H на примере проблемы выделения церия из ОЯТ ВВЭР-440 для проведения эксперимента по поиску т.п. стерильных нейтрино – состояния, в которые обычные нейтрино могут переходить в результате осцилляций. Для поиска таких нейтрино было предложено несколько различных экспериментов. В одном из таких экспериментов искусственные источники антинейтрино размещаются в центре большого сцинтилляционного детектора. Например, в наиболее перспективном эксперименте CeLAND искусственный источник на основе ^{144}Ce размещается в центре детектора KamLAND. При этом антинейтрино детектируются в известной реакции обратного бета-распада на протоне. Однако из-за требуемой удельной активности получение необходимого количества ^{144}Ce возможно только из продуктов деления отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов. В главе рассмотрены результаты моделирования изменения изотопного состава ТВС ВВЭР-440 и критерии для выбора наиболее оптимальных ТВС с точки зрения проведения эксперимента по поиску стерильных нейтрино. Изотопный состав ОЯТ ВВЭР-440, полученный при моделировании данной задачи, был использован для получения значения изотопного состава плутония и использования этих данных при проведении расчетов по программе REPRORYV.

Глава 5 содержит информацию о виртуальных лабораторных работах, разрабатываемых в институте ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ на основе реальных экспериментальных подкритических стендов. Опыт моделирования сложных ядерных энергетических установок был накоплен благодаря моделированию подкритических стендов, реально существующих на площадке НИЯУ МИФИ. Отклики, полученные с детекторов на данных установках, были использованы для валидации моделей, созданных в программном коде MCU. Опыт моделирования с помощью кода MCU позволяет использовать его в качестве модуля REPRORYV для анализа нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора в стационарном режиме работы реактора и для получения результатов по изменению изотопного состава топлива.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

1. Разработан и реализован комплекс расчетных методик и программ для анализа эксплуатационных особенностей активных зон реакторов на быстрых нейтронах с пристанционным замкнутым топливным циклом для целей поддержания проекта «ПРОРЫВ» по осуществлению замыкания топливного цикла в Российской Федерации, включающий в себя управляющий модуль под названием REPRORYV

(Recycle for PRORYV – Переработка для ПРОРЫВа), коды JARFR, BPSD и TEMPR_5.

2. Реализована методика определения температуры внутри топливного сердечника с учетом зависимости коэффициента теплопроводности от глубины выгорания и температуры топлива для анализа влияния температурных эффектов реактивности на конец времени работы реактора в замкнутом топливном цикле. Методика осуществлена в программном модуле TEMPR_5, который используется в комплексе REPRORYV для получения консервативных оценок по температурным коэффициентам реактивности в любой момент времени работы реактора на быстрых нейтронах.
3. Показано, что комплекс REPRORYV позволяет находить равновесный режим перегрузок реактора, оценивать время выхода на данный режим, искать оптимальную схему перегрузок, оценивать влияние эффектов реактивности по плотности натрия и температурные эффекты реактивности в любой момент времени работы реактора на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле, обосновывать возможность работы реактора ($K_{eff} > 1$) при определенных параметрах топливного цикла и решать иные смежные задачи.
4. Обоснован выбор ТВС для переработки и извлечения церия для создания искусственного источника антинейтрино.

ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

- 1) Saldikov I.S., Ternovykh M.Y., Fomichenko P.A., Gerasimov, A.S. The scheme for evaluation of isotopic composition of fast reactor core in closed nuclear fuel cycle. – Journal of Physics: Conference Series, 2017, v. 781(1), p. 012019.
- 2) Filip A., Darie G., Saldikov I.S., Smirnov A.D., Tikhomirov G.V. Test problem for thermal-hydraulics and neutronic coupled calculation fore ALFREAD reactor core. – Journal of Physics: Conference Series, 2017, v. 781(1), p. 012045.
- 3) Saldikov I.S., Afanasyev V.V., Petrov V.I., Ternovykh M.Y. Open web system of virtual labs for nuclear and applied physics. – Journal of Physics: Conference Series, 2017, v. 781(1), p. 012056.
- 4) Сальдиков И.С., Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Хомяков Ю.С., Суслов И.Р., Фомиченко П.А. Расчет нейтронно-физических характеристик быстрого реактора в замкнутом топливном цикле с помощью кода REPRORYV. – Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2017, № 1, с. 5–18.
- 5) 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. – Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2017, № 1, с. 154-161.
- 6) Сальдиков И.С. Моделирование рецикла топлива в замкнутом ядерном топливном цикле на модели активной зоны реактора БН-1200. – В сб.: Тезисы докладов XIX Междунар. телекоммуникационной конф. студентов и молодых ученых «Молодежь и наука», г. Москва, НИЯУ МИФИ, 2015, с. 240.
- 7) Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Колесов В.В., Сальдиков И.С. Независимое тестирование замороженных версий нейтронно-физических кодов проекта «ПРОРЫВ». Опыт этапа 2014 года. – В сб.: Аннотации докладов «Научная сессия НИЯУ МИФИ-2015», г. Москва, НИЯУ МИФИ, 2015, с. 132.

- 8) Gaffiot J., Lasserre T., Mention G., Vivier M., Cribier M., Durero M., Fischer V., Letourneau A., Dumonteil E., Saldikov I.S., Tikhomirov G.V. Experimental parameters for a Cerium 144 based intense electron antineutrino generator experiment at very short baselines. – Physical Review D, 2015, v. 91, issue 7, p. 072005.
- 9) Герасимов А.С., Корнюхов В.Н., Сальдииков И.С., Тихомиров Г.В. Получение ^{144}Ce с высокой удельной активностью для искусственных источников антинейтрино. – Атомная энергия, 2014, т. 116. № 1. с. 40–43.
- 10) Afanasyev V.V., Kryuchkov E.F., Petrov V.I., Saldikov I.S., Ternovykh M.Yu., Tikhomirov G.V. Virtual Labs on Unique Experimental Equipment. – Procedia. Social and Behavioral Sciences, 2014, v. 128, p. 482–488.
- 11) Baranov V., Kudryashov N., Saldikov I., Tenishev A., Ternovykh M., Tikhomirov G., Khlunov A., Tsubulsky S., Chmykhov M. Mutually Concerted Neutron-Physical and Thermo-Physical Calculations of WWER Fuel Kernels. – In: Proc. «10-th Intern. Conf. on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support», Bulgaria, Sandanski, 2013, p. 369–376.
- 12) Сальдииков И.С., Селезнев Е.Ф., Тихомиров Г.В. Создание комплекса BPSDM для расчета выгорания, выдержки и переработки ядерного топлива. – Сборник трудов «XIV Научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН», № ИВРАЭ-2013-03, г. Москва, ИБРАЭ РАН, 2013, с. 164.
- 13) Тихомиров Г., Сальдииков И., Маликова Е., Кученкова Л., Пилюгин В. Опыт НИЯУ МИФИ в разработке и использовании программных средств визуализации в учебном процессе в области ядерных энергетических установок. – Научная визуализация, 2012, т. 4, № 2, с. 57–63.
- 14) Афанасьев В.В., Крючков Э.Ф., Петров В.И., Сальдииков И.С., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В. Концепция разработки и использования виртуальных лабораторных работ на уникальном экспериментальном оборудовании в области ядерных энергетических установок. – Вестник Национального исследовательского ядерного университета МИФИ, 2012, т. 1, № 1, с. 111.
- 15) Сальдииков И.С., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Цибульский С.В. Расчетные исследования некоторых вариантов гомогенных и гетерогенных топливных композиций в топливной таблетке реактора ВВЭР. – В сб: Доклады ежегодных межведомственных семинаров 2009–2011 г. «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики «Нейтроника», г. Обнинск, Россия, ГНЦ РФ ФЭИ, 2012, т. 2, с. 507.
- 16) Сальдииков И.С., Селезнев Е.Ф., Тихомиров Г.В. Создание комплекса BPSD для моделирования процессов выгорания, выдержки и переработки ядерного топлива. – В сб: Аннотации семинара «Х Курчатовская молодежная научная школа», г. Москва, НИЦ КИ, 2012, с. 44.

Подписано в печать: 08.09.2017

Заказ № 12084 Тираж - 100 экз.

Печать трафаретная.

Типография «11-й ФОРМАТ»

ИНН 7726330900

115230, Москва, Варшавское ш., 36

(977) 518-13-77 (499) 788-78-56

www.autoreferat.ru riso@mail.ru

